



Bundesministerium  
für Umwelt, Naturschutz  
und Reaktorsicherheit

# **Übereinkommen über nukleare Sicherheit**

**Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland  
für die Vierte Überprüfungstagung im April 2008**

Herausgeber:  
Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)  
Referat Öffentlichkeitsarbeit  
11055 Berlin  
Fax: 030 18 305-2044  
Internet: [www.bmu.de](http://www.bmu.de)  
E-Mail: [service@bmu.bund.de](mailto:service@bmu.bund.de)

Oktober 2007

<b>Einführung</b> .....	<b>1</b>
Rahmenbedingungen für die Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland.....	1
Vorgehen bei der Erstellung des Berichts.....	1
<b>Fortschritte und Veränderungen seit 2004</b> .....	<b>3</b>
<b>Zukünftige Aktivitäten</b> .....	<b>3</b>
<b>6 Vorhandene Kernanlagen</b> .....	<b>5</b>
Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens .....	5
Betrieb der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens .....	7
Forschung zur Sicherheit der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens .....	8
Forschungsreaktoren .....	9
Weitere kerntechnische Einrichtungen .....	11
Überprüfung der Sicherheit der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens.....	11
<b>Artikel 6: Fortschritte und Veränderungen seit 2004</b> .....	<b>14</b>
<b>Artikel 6: Zukünftige Aktivitäten</b> .....	<b>14</b>
<b>7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug</b> .....	<b>15</b>
<b>7 (1) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug</b> .....	<b>15</b>
Rahmenvorgaben aufgrund der föderalen Struktur der Bundesrepublik Deutschland.....	15
<b>7 (2i) Sicherheitsvorschriften und –regelungen</b> .....	<b>17</b>
Innerstaatliche Sicherheitsvorschriften und –regelungen.....	17
Gesetze, Rechtsverordnungen und Verwaltungsvorschriften .....	17
Bekanntmachungen des BMU .....	20
Sonstige Regelwerke zur Sicherheit von Kernkraftwerken .....	21
Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks .....	23
Nationales kerntechnisches Regelwerk.....	23
Internationale Regelwerksentwicklung.....	24
<b>7 (2ii) Genehmigungssystem</b> .....	<b>25</b>
Allgemeine Bestimmungen .....	25
Atomrechtliches Genehmigungsverfahren im Einzelnen .....	26
Antragstellung.....	26
Antragsprüfung .....	26
Öffentlichkeitsbeteiligung.....	27
Umweltverträglichkeitsprüfung .....	27
Genehmigungsentscheidung .....	28
<b>7 (2iii) Behördliche Prüfung und Beurteilung (Aufsicht)</b> .....	<b>28</b>
<b>7 (2iv) Durchsetzung von Vorschriften und Bestimmungen</b> .....	<b>29</b>
Straftatbestände .....	29
Ordnungswidrigkeiten.....	29
Durchsetzung durch aufsichtlicher Anordnungen, insbesondere in Eilfällen .....	30
Durchsetzung durch Änderung oder Widerruf der Genehmigung.....	30
Erfahrungen.....	30
<b>Artikel 7: Fortschritte und Veränderungen seit 2004</b> .....	<b>31</b>
<b>Artikel 7: Zukünftige Aktivitäten</b> .....	<b>31</b>

<b>8</b>	<b>Staatliche Stelle</b> .....	<b>32</b>
<b>8 (1)</b>	<b>Behörden, Gremien und Organisationen</b> .....	<b>32</b>
	Zusammensetzung der staatlichen Stelle.....	32
	Verteilung der Aufgaben und Zuständigkeiten der staatlichen Stelle auf die Behörden von Bund und Ländern.....	34
	Nachgeordnete Behörde des Bundes - Bundesamt für Strahlenschutz .....	34
	Nachgeordnete Behörden in den Ländern .....	36
	Zusammenarbeit der Behörden der staatlichen Stelle - Länderausschuss für Atomkernenergie .....	36
	Organisation und personelle Ausstattung der atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern.....	37
	Atomrechtliche Behörde des Bundes .....	37
	Atomrechtliche Behörden der Länder .....	38
	Kompetenz der Mitarbeiter der „staatlichen Stelle“ .....	40
	Kompetenz und Personalentwicklung bei der atomrechtlichen Behörde des Bundes.....	40
	Kompetenz und Personalentwicklung bei den atomrechtlichen Behörden der Länder .....	41
	Informations- und Wissensmanagementsystem .....	41
	Finanzielle Ressourcen der „staatlichen Stelle“ .....	42
	Managementsysteme der „staatlichen Stelle“ .....	42
	Entwicklung von Managementsystemen bei Landesbehörden.....	44
	Unterstützung durch Bundesamt für Strahlenschutz, Beratungskommissionen und Sachverständige .....	44
	Bundesamt für Strahlenschutz (BfS).....	44
	Reaktor-Sicherheitskommission, Strahlenschutzkommission.....	45
	Sachverständige.....	45
	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit .....	46
	IRRS Selbstüberprüfung und Mission für die „staatliche Stelle“ in Deutschland .....	46
<b>8 (2)</b>	<b>Aufgabentrennung bei Überwachung und Nutzung der Kernenergie</b> .....	<b>47</b>
	Anforderungen des Übereinkommens.....	47
	Verwirklichung in Deutschland.....	47
	<b>Artikel 8: Fortschritte und Veränderungen seit 2004</b> .....	<b>49</b>
	<b>Artikel 8: Zukünftige Aktivitäten</b> .....	<b>49</b>
<b>9</b>	<b>Verantwortung des Genehmigungsinhabers</b> .....	<b>50</b>
	Regulatorische Anforderungen .....	50
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung) .....	51
	Unternehmensgrundsätze.....	51
	Nationale und internationale Reviews.....	52
	Instanzen zur Überwachung der Sicherheit in den Kernkraftwerken .....	52
	Vorgehen der Betreiber bei Zweifeln an der Störfallbeherrschung .....	53
	Behördliche Überprüfung .....	53
	<b>Artikel 9: Fortschritte und Veränderungen seit 2004</b> .....	<b>55</b>
	<b>Artikel 9: Zukünftige Aktivitäten</b> .....	<b>55</b>
<b>10</b>	<b>Vorrang der Sicherheit</b> .....	<b>56</b>
	Regulatorische Vorgaben.....	56
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung) .....	56
	Sicherheitspolitik.....	56

	Sicherheitskultur .....	57
	Sicherheitsmanagement.....	57
	Behördliche Überprüfung .....	58
	Umsetzung durch die Behörde .....	58
	<b>Artikel 10: Fortschritte und Veränderungen seit 2004 .....</b>	<b>59</b>
	<b>Artikel 10: Zukünftige Aktivitäten.....</b>	<b>59</b>
<b>11</b>	<b>Finanzmittel und Personal.....</b>	<b>60</b>
<b>11 (1)</b>	<b>Finanzmittel .....</b>	<b>60</b>
	Regulatorische Anforderungen .....	60
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung) .....	61
	Behördliche Überprüfung .....	61
<b>11 (2)</b>	<b>Personal und Personalqualifikation .....</b>	<b>62</b>
	Regulatorische Anforderungen .....	62
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung) .....	63
	Personalentwicklung.....	63
	Personalqualifikation .....	64
	Qualifikation des Fremdpersonals.....	64
	Behördliche Überprüfung .....	64
	<b>Artikel 11: Fortschritte und Veränderungen seit 2004 .....</b>	<b>66</b>
	<b>Artikel 11: Zukünftige Aktivitäten.....</b>	<b>66</b>
<b>12</b>	<b>Menschliche Faktoren.....</b>	<b>67</b>
	Regulatorische Anforderungen .....	67
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung) .....	67
	Behördliche Überprüfung .....	68
	<b>Artikel 12: Fortschritte und Veränderungen seit 2004 .....</b>	<b>70</b>
	<b>Artikel 12: Zukünftige Aktivitäten.....</b>	<b>70</b>
<b>13</b>	<b>Qualitätssicherung.....</b>	<b>71</b>
	Regulatorische Anforderungen .....	71
	Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung) .....	71
	Behördliche Überprüfung .....	72
	<b>Artikel 13: Fortschritte und Veränderungen seit 2004 .....</b>	<b>73</b>
	<b>Artikel 13: Zukünftige Aktivitäten.....</b>	<b>73</b>
<b>14</b>	<b>Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit.....</b>	<b>74</b>
<b>14 (i)</b>	<b>Bewertung der Sicherheit.....</b>	<b>74</b>
	Anforderungen für Sicherheitsbewertungen in Genehmigungsverfahren.....	74
	Sicherheitsbewertungen im Aufsichtsverfahren .....	76
	Sicherheitsüberprüfung .....	77
	Probabilistische Sicherheitsanalysen.....	79
	Einschaltung von Sachverständigen und von nachgeordneten Behörden .....	80
<b>14 (ii)</b>	<b>Nachprüfung der Sicherheit.....</b>	<b>80</b>
	Regulatorische Anforderungen .....	80
	Regelmäßige Sicherheitsnachweise des Betreibers .....	80
	Alterungsmanagement.....	82

Überprüfungen im Rahmen der staatlichen Aufsicht.....	83
Begleitende Prüfungen während der Errichtung, Inbetriebsetzung und Änderung .....	83
Prüfungen während des Betriebes .....	83
Internationale Überprüfungen .....	84
Durchgeführte Nachrüstungen und Verbesserungen und laufende Aktivitäten .....	85
Beeinträchtigung der Wasseransaugung aus dem Sumpfraum .....	85
Vermeidung von Radiolysegasansammlungen.....	85
Störfallverhalten von Brennelementen mit Hüllrohren aus Zirkonium-Niob .....	85
Brennelementverhalten bei höheren Abbränden.....	86
Deborierung .....	86
Software-basierte Leittechnik.....	86
<b>Artikel 14: Fortschritte und Veränderungen seit 2004.....</b>	<b>87</b>
<b>Artikel 14: Zukünftige Aktivitäten .....</b>	<b>87</b>
<b>15 Strahlenschutz .....</b>	<b>88</b>
Regulatorische Grundlagen .....	88
Beruflich strahlenexponierte Personen.....	90
Regulatorische Anforderungen .....	90
Erfahrungen im Betrieb der Kernkraftwerke .....	91
Emissionsüberwachung und Emissionen.....	93
Emissionsüberwachung .....	93
Emissionen .....	94
Strahlenexposition der Bevölkerung .....	96
Strahlenexposition der Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb .....	96
Strahlenexposition der Bevölkerung bei Störfällen.....	98
Strahlenexposition der Bevölkerung bei Unfällen.....	98
Immissionsüberwachung und Immissionen.....	99
Immissionsüberwachung.....	99
Immissionen .....	99
Fernüberwachung von Kernkraftwerken (KFÜ).....	100
Überwachung der Umweltradioaktivität / Integriertes Mess- und Informationssystem.....	100
<b>Artikel 15: Fortschritte und Veränderungen seit 2004.....</b>	<b>101</b>
<b>Artikel 15: Zukünftige Aktivitäten .....</b>	<b>101</b>
<b>16 Notfallvorsorge .....</b>	<b>102</b>
Struktur und Ziele der Notfallvorsorge .....	102
<b>16 (1) Notfallvorsorge, Notfallpläne .....</b>	<b>103</b>
Aufgaben und Zuständigkeiten .....	103
Betreiber der kerntechnischen Anlage.....	103
Behörden der Länder .....	104
Behörden des Bundes und der Länder.....	104
Regeln und regulatorische Grundlagen .....	105
Notfallpläne und Alarmierung.....	106
Lagebeurteilung.....	107
Maßnahmen innerhalb der Anlage .....	109
Maßnahmen außerhalb der Anlage .....	110
Kriterien für Schutzmaßnahmen .....	110
Schutzmaßnahmen im betroffenen Gebiet zur Gefahrenabwehr .....	111
Schutzmaßnahmen der Strahlenschutzvorsorge zur Risikominimierung .....	113

	Übungen .....	113
	Ausbildung .....	113
	Übungen des Betreibers.....	113
	Übungen der Behörden auf nationaler Ebene .....	114
	Beteiligung an Übungen auf internationaler Ebene .....	114
<b>16 (2)</b>	<b>Information der Bevölkerung und der Nachbarstaaten .....</b>	<b>115</b>
	Information der Bevölkerung .....	115
	Information der Nachbarstaaten.....	116
<b>16 (3)</b>	<b>Notfallvorsorge bei Vertragsparteien ohne Kernanlagen .....</b>	<b>116</b>
	<b>Artikel 16: Fortschritte und Veränderungen seit 2004 .....</b>	<b>117</b>
	<b>Artikel 16: Zukünftige Aktivitäten.....</b>	<b>117</b>
<b>17</b>	<b>Standortwahl.....</b>	<b>118</b>
<b>17 (i)</b>	<b>Bewertungskriterien für die Standortwahl.....</b>	<b>118</b>
	Vorgehensweise im Genehmigungsverfahren .....	119
	Auslegung gegen Einwirkungen von außen .....	119
	Auslegung gegen Hochwasser .....	120
	Auslegung gegen Erdbeben.....	120
	Schutz gegen Flugzeugabsturz.....	120
	Schutz gegen Explosionsdruckwelle.....	121
<b>17 (ii)</b>	<b>Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen .....</b>	<b>121</b>
	Konventionelle Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung .....	122
	Radiologische Auswirkungen beim Betrieb der Anlage und bei Störfällen .....	122
<b>17 (iii)</b>	<b>Neubewertung zur Gewährleistung der Sicherheitsakzeptanz.....</b>	<b>122</b>
	Hochwasser .....	123
	Erdbeben .....	123
	Flugzeugabsturz .....	123
	Explosionsdruckwelle .....	124
<b>17 (iv)</b>	<b>Konsultationen mit Nachbarländern .....</b>	<b>124</b>
	<b>Artikel 17: Fortschritte und Veränderungen seit 2004 .....</b>	<b>126</b>
	<b>Artikel 17: Zukünftige Aktivitäten.....</b>	<b>126</b>
<b>18</b>	<b>Auslegung und Bau .....</b>	<b>127</b>
<b>18 (i)</b>	<b>Sicherheitskonzept .....</b>	<b>127</b>
	Regulatorische Vorgaben.....	127
	Umsetzung durch die Betreiber.....	128
<b>18 (ii)</b>	<b>Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken .....</b>	<b>129</b>
	Passive Einrichtungen.....	130
	Aktive Einrichtungen.....	130
	Nachweis der Eignung und Bewährung .....	131
<b>18 (iii)</b>	<b>Zuverlässige und betriebsgerechte Auslegung .....</b>	<b>132</b>
	Ergonomische Gestaltung von Leitständen .....	132
	Gestaltung des soziotechnischen Gesamtsystems	
	Mensch-Technik-Organisation (MTO) .....	132
	Integritätskonzept .....	134
	<b>Artikel 18: Fortschritte und Veränderungen seit 2004 .....</b>	<b>136</b>
	<b>Artikel 18: Zukünftige Aktivitäten.....</b>	<b>136</b>

<b>19</b>	<b>Betrieb</b> .....	<b>137</b>
<b>19 (i)</b>	<b>Technische Grundlagen der Erlaubnis für den Betriebsbeginn</b> .....	<b>137</b>
	Sicherheitsanalyse .....	138
	Begleitende Kontrolle bei der Errichtung .....	139
	Inbetriebsetzungsprogramm .....	139
<b>19 (ii)</b>	<b>Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs</b> .....	<b>139</b>
<b>19 (iii)</b>	<b>Einhaltung genehmigter Verfahren für Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung</b> .....	<b>142</b>
	Betriebshandbuch .....	143
	Prüfhandbuch .....	144
	Festlegung des Verfahrens bei Instandhaltungs- oder Änderungsarbeiten .....	144
<b>19 (iv)</b>	<b>Vorgehensweisen bei Störungen, Störfällen und Notfällen</b> .....	<b>145</b>
	Störfälle.....	145
	Schutzzielorientiertes Vorgehen bei Störfällen .....	146
	Ereignisorientiertes Vorgehen bei Störfällen .....	147
	Notfälle.....	147
<b>19 (v)</b>	<b>Ingenieurtechnische und technische Unterstützung</b> .....	<b>147</b>
<b>19 (vi)</b>	<b>Meldung von Ereignissen, behördliches Meldeverfahren</b> .....	<b>148</b>
<b>19 (vii)</b>	<b>Sammlung, Analyse und Austausch von Betriebserfahrungen</b> .....	<b>150</b>
	Auswertung der Betriebserfahrung durch die Betreiber .....	151
	Auswertung der Betriebserfahrung durch die Aufsichtsbehörden.....	152
	Auswertung der Betriebserfahrung im Auftrag des BMU .....	155
	Störfallmeldestelle des BfS .....	155
	Auswertung der Betriebserfahrung durch GRS .....	155
	Diskussion der Betriebserfahrungen durch Beratungsgremien und Andere .....	156
	Gesamtbild der Auswertung von Betriebserfahrungen .....	157
<b>19 (viii)</b>	<b>Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente</b> .....	<b>157</b>
	Erzeugung, Behandlung, Konditionierung, Freigabe und Beseitigung radioaktiver Abfälle .....	157
	Lagerung abgebrannter Brennelemente.....	158
	Entsorgung .....	158
	<b>Artikel 19: Fortschritte und Veränderungen seit 2004</b> .....	<b>160</b>
	<b>Artikel 19: Zukünftige Aktivitäten</b> .....	<b>160</b>



<b>Anhang 1</b>	<b>Kernkraftwerke .....</b>	<b>161</b>
<b>Anhang 2</b>	<b>Forschungsreaktoren .....</b>	<b>167</b>
<b>Anhang 3</b>	<b>Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung heranzuziehende Störfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle, DWR und SWR .....</b>	<b>173</b>
<b>Anhang 4</b>	<b>Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale, DWR und SWR .....</b>	<b>177</b>
<b>Anhang 5</b>	<b>Referenzliste kerntechnisches Regelwerk .....</b>	<b>189</b>
	1 Rechtsvorschriften.....	190
	1A Nationales Atom- und Strahlenschutzrecht .....	190
	1B Rechtsvorschriften, die im Bereich der Sicherheit kerntechnischer Anlagen anzuwenden sind .....	191
	1E Multilaterale Vereinbarungen über nukleare Sicherheit und Strahlenschutz mit nationalen Ausführungsvorschriften .....	192
	1F Recht der Europäischen Union .....	194
	2 Allgemeine Verwaltungsvorschriften .....	196
	3 Bekanntmachungen des Bundesumweltministeriums und des vormals zuständigen Bundesinnenministeriums .....	197
	4 Empfehlungen der RSK und SSK, sonstige relevante Vorschriften und Empfehlungen .....	200
	5 Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) .....	202
	<b>Text der Konvention .....</b>	<b>209</b>

## Abbildungsverzeichnis

Abbildung 6-1	Kernkraftwerke in Deutschland .....	6
Abbildung 6-2	Forschungsreaktoren > 50 kW in Deutschland .....	10
Abbildung 7-1	Regelwerkspyramide.....	17
Abbildung 8-1	Organisation der staatlichen Stelle .....	32
Abbildung 8-2	Länderausschuss für Atomkernenergie .....	36
Abbildung 8-3	Organisation der Abteilung Reaktorsicherheit und Strahlenschutz.....	37
Abbildung 8-4	Organisation und Personalausstattung der Unterabteilung RS I.....	38
Abbildung 8-5	Prinzipielle Organisation einer Abteilung eines Landesministeriums für die Überwachung der Kernenergie .....	39
Abbildung 8-6	Prozessmodell der Abteilung Reaktorsicherheit .....	43
Abbildung 11-1	Altersverteilung des Personals mit technischem Know-How am Standort Biblis.....	63
Abbildung 15-1	Mittlere Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke pro Jahr und Anlage ....	92
Abbildung 15-2	Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 2005 getrennt nach Betriebszuständen, KWO und KKS stillgelegt.....	92
Abbildung 15-3	Mittlere jährliche Ableitung der in Betrieb befindlichen DWR und SWR mit der Fortluft.....	95
Abbildung 15-4	Mittlere jährliche Ableitung der in Betrieb befindlichen DWR und SWR mit dem Abwasser.....	95
Abbildung 15-5	Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft der in Betrieb befindlichen Anlagen in 2005 .....	97
Abbildung 15-6	Dosis aus Ableitungen mit dem Abwasser der in Betrieb befindlichen Anlagen in 2005 .....	97
Abbildung 15-7	Mittlere Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft aus allen in Betrieb befindlichen Anlagen.....	98
Abbildung 16-1	Struktur der Notfallvorsorge .....	102
Abbildung 16-2	Organisation der Notfallvorsorge.....	105
Abbildung 16-3	Einsatzgebiete der verschiedenen Mess- und Probenahmedienste .....	109
Abbildung 19-1	Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Art des Auftretens .....	153
Abbildung 19-2	Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Betriebszuständen und Auswirkungen auf den Betrieb (Leistungsbetrieb, An- und Abfahren) .....	154
Abbildung 19-3	Mittlere Anzahl ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr .....	154

## Tabellenverzeichnis

Tabelle 6-1	Mittlere Verfügbarkeiten der deutschen Kernkraftwerke.....	7
Tabelle 6-2	Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken nach Baulinien getrennt.....	13
Tabelle 7-1	Rechtsverordnungen zu Schutz- und Vorsorgemaßnahmen bei Kernkraftwerken.....	19
Tabelle 8-1	Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder für Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens.....	33
Tabelle 8-2	Zuordnung der regulatorischen Funktionen auf die atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern .....	35
Tabelle 14-1	Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke .....	78
Tabelle 14-2	Wiederkehrende Prüfungen pro Jahr, typisch für einen DWR (Baulinie 3) mit jährlicher Revision.....	81
Tabelle 15-1	Dosisgrenzwerte aus der Strahlenschutzverordnung .....	89
Tabelle 16-1	Ereignisgruppen zur anlagenexternen Notfallplanung .....	103
Tabelle 16-2	Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen.....	111
Tabelle 19-1	Anzahl meldepflichtiger Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Kategorien.....	153
Tabelle 19-2	Standort-Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente .....	159

## Abkürzungen

AtG	Atomgesetz
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit - Bundesumweltministerium -
BMBF	Bundesministerium für Bildung und Forschung
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie
DWR	Druckwasserreaktor
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
IAEA	International Atomic Energy Agency Internationale Atomenergie Organisation (IAEO)
ICRP	International Commission on Radiological Protection
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LAA	Länderausschuss für Atomkernenergie
OECD/NEA	Organisation for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission
SSK	Strahlenschutzkommission
SÜ	Sicherheitsüberprüfung
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
SWR	Siedewasserreaktor
VGB	VGB Power Tech e. V., vormals „Technische Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber“
WANO	World Association of Nuclear Operators

## **Einführung**

Der vierte deutsche Bericht zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit wurde gemeinsam von denjenigen Organisationen in Deutschland erarbeitet, die mit der Sicherheit von Kernkraftwerken befasst sind. Dies sind die atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern, unterstützt von ihren Sachverständigenorganisationen, sowie die vier Stromversorgungsunternehmen, die in Deutschland Kernkraftwerke betreiben.

Der Bericht des Vertragsstaates Deutschland wurde vom Kabinett der Bundesregierung bei seiner Sitzung am 24. Oktober 2007 gebilligt.

## **Rahmenbedingungen für die Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland**

Mit dem Gesetz zur geordneten Beendigung der Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität vom 22. April 2002, das auf der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 (unterzeichnet am 11. Juni 2001) beruht, wurden in Deutschland neue Rahmenbedingungen für die Kernenergienutzung geschaffen. Die geordnete Beendigung ist nun statt der Förderung eine der Zweckbestimmungen des geänderten Atomgesetzes (AtG). Vereinbarter Ausgangspunkt für die schrittweise Beendigung des Betriebes der Kernkraftwerke ist eine durchschnittliche Gesamtbetriebszeit von 32 Jahren. Die Begrenzung auf 32 Jahre hat keine technische Begründung, sondern beruht auf einer politischen Entscheidung in Verbindung mit einer gesetzgeberischen Abwägung von Nutzen und Risiken der Kernenergie.

Die Vereinbarung bekräftigt, dass auch während der verbleibenden Laufzeiten ein nach internationalen Maßstäben hohes Sicherheitsniveau der Kernkraftwerke gewährleistet wird.

Nach der Bundestagswahl 2005 und der Regierungsbildung wird im Koalitionsvertrag der die Bundesregierung tragenden Parteien festgehalten, dass hinsichtlich der Nutzung der Kernenergie unterschiedliche Auffassungen bestehen. Die am 11. Juni 2001 zwischen Bundesregierung und Energieversorgungsunternehmen geschlossene Vereinbarung und die darin enthaltenen Verfahren sowie für die dazu in der Novelle des Atomgesetzes getroffenen Regelungen bleiben daher unverändert bestehen. Der sichere Betrieb der Kernkraftwerke hat für die regierenden Parteien höchste Priorität. Es wurde beschlossen, die Forschung zum sicheren Betrieb der Kernkraftwerke fortzusetzen und auszubauen. Weiterhin ist im Koalitionsvertrag festgelegt, dass Bund und Länder in der Atomaufsicht vertrauensvoll zusammenarbeiten.

Diese vertrauensvolle Zusammenarbeit, ergänzt um eine Mitwirkung der Betreiber, spiegelt sich im Erstellungsprozess des 4. Berichts zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit.

Unabhängig von der geordneten Beendigung der kommerziellen Nutzung der Kernenergie zum Zwecke der Stromerzeugung bekennt sich Deutschland zu seinen internationalen Verpflichtungen, insbesondere zur Erfüllung der Verpflichtungen aus dem Übereinkommen über nukleare Sicherheit.

## **Vorgehen bei der Erstellung des Berichts**

Der Bericht ist wie die vorangegangenen Berichte als vollständige und geschlossene Darstellung konzipiert und beschränkt sich somit nicht nur auf die Änderungen seit der dritten Überprüfungs-konferenz. Es erfolgte eine weitgehende Neuformulierung der Kapitel. Gemäß Leitlinie zur Berichterstellung wird am Ende der einzelnen Kapitel zusätzlich aufgeführt, welche Entwicklungen sich seit dem letzten Bericht ergeben haben, welche Maßnahmen

durchgeführt wurden und welche Maßnahmen zukünftig durchgeführt werden sollen. Der vierte Bericht folgt in Aufbau und Inhalt den Artikeln des Übereinkommens und berücksichtigt die Leitlinie zur Berichterstellung. Die Kapitelnummerierung entspricht der Nummerierung der Artikel des Übereinkommens. Artikel, die keine Verpflichtungen der Vertragsstaaten beinhalten, sind hier nicht weiter behandelt. Zu jeder Verpflichtung wird separat Stellung genommen. Wie in den Leitlinien zur Berichterstellung vorgeschlagen, sind die Angaben des Berichtes generisch gehalten, anlagenspezifische Angaben werden dort gemacht, wo dies die Erfüllung des Übereinkommens im Einzelnen verdeutlicht. In dem Kapitel zu Artikel 6 und im Anhang 2 wurden wie bereits im Dritten Bericht Angaben zu den Forschungsreaktoren aufgenommen, obwohl die Forschungsreaktoren keine Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens sind.

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

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

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

- Die Ergebnisse der 3. und der vorangehenden Überprüfungskonferenzen,
- Schwerpunkte der Fragen, die anlässlich der 3. Überprüfungskonferenz an den Vertragsstaat Deutschland gestellt worden sind,
- Ergebnisse der Beratungen in der Ländergruppe 5 der 3. Überprüfungskonferenz und
- Ankündigungen des Vertragsstaates Deutschland bei den vorangehenden Überprüfungskonferenzen.

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

Für die Darstellungen der Betreiber sind die Betreiber, im Übrigen ist die Bundesrepublik Deutschland, vertreten durch das Bundesumweltministerium, verantwortlich.

## **Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

Im Berichtszeitraum sind die Beratungen über eine mögliche Reform der Atomverwaltung in Deutschland fortgesetzt worden. Es gibt keine Pläne, die Grundstruktur der Atomverwaltung in Deutschland, also die Aufgabenverteilung zwischen Bund und Ländern, zu verändern.

Die Personalsituation bei der staatlichen Stelle ist gemessen an ihren hohen gewachsenen Anforderungen weiterhin deutlich verbesserungswürdig. Dies gilt in besonderem Maße für die atomrechtliche Behörde des Bundes und für das ihr nachgeordnete Bundesamt für Strahlenschutz.

Unter Führung des BMU sind im Berichtszeitraum von externen Sachverständigen Entwürfe für „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ erarbeitet und öffentlich kommentiert worden. Zusätzlich hat der Hauptausschuss des LAA im November 2006 die Einsetzung einer Bund/Länder-Arbeitsgruppe „für Vorarbeiten für eine Rechtsverordnung oder allgemeine Verwaltungsvorschrift“ beschlossen. Die Arbeitsgruppe soll bei ihren Arbeiten das aktuelle deutsche kerntechnische Regelwerk, den Entwurf der „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ die WENRA-Referenzniveaus und das aktuelle IAEA-Regelwerk berücksichtigen und die Sicherheitsphilosophie der deutschen Kernkraftwerke darstellen.

Im Berichtszeitraum sind Unternehmens- und Managementgrundsätze weiterentwickelt worden. Die betreiberübergreifend erarbeiteten Konzepte zur Sicherheitskultur und ihrer Bewertung und Trendverfolgung sowie zur Optimierung des Sicherheitsmanagements sind in den einzelnen Kernkraftwerken weiter umgesetzt worden. Neben der Aufbauorganisation wurde das ablauforganisatorische Vorgehen in Form von Prozessbeschreibungen dokumentiert. Übergeordnete Indikatoren wurden eingeführt und anlagenspezifisch weiterentwickelt. In vielen Kernkraftwerken wurde die Organisation nach DIN EN ISO 9001:2000 zertifiziert.

Die Betreiber haben ihr Konzept zur Umsetzung sicherheitsrelevanter Erkenntnisse, insbesondere für den Fall, dass sie Zweifel an der Beherrschung eines Auslegungstörfalls auslösen, nach intensiven Gesprächen mit dem Bundesumweltministerium konkretisiert.

## **Zukünftige Aktivitäten**

Die Effektivität der staatlichen Stelle in Deutschland soll auf der Grundlage der bestehenden Zuständigkeiten von Bund und Ländern weiterentwickelt und optimiert werden. Die zuständigen Behörden des Bundes und der Länder werden hierzu eng zusammenarbeiten.

Die für 2008 vorgesehene IRRS-Mission soll insbesondere die personelle Ausstattung und Kompetenz sowie die wirksame Wahrnehmung der gesetzlich übertragenen Aufgaben der atomrechtlichen Behörden überprüfen.

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

Der Abschluss des BMU-Projekts „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ sowie der Beratungen von Bund und Ländern hinsichtlich einer zukünftigen atomrechtlichen Verordnung bzw. Verwaltungsvorschrift ist vorgesehen.

Die weitere Abstimmung des Aktionsplans zur Umsetzung der WENRA-Referenzniveaus in Deutschland mit den Ländern und die Durchführung der entsprechenden Maßnahmen im Bereich des kerntechnischen Regelwerks und der Umsetzung in den Kernkraftwerken sollen bis 2010 erfolgen.

Die Betreiber wollen ihre Erfahrungen mit dem weiterentwickelten Vorgehen bei Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagement aufarbeiten, bewerten und zweckmäßige Verbesserungen vornehmen. Die Betreiber haben dem Bundesumweltministerium zugesagt, dass sie eine Bestandsaufnahme der Einführung des selbst lernenden Sicherheitsmanagements durchführen, notwendige Ergänzungen und ggf. weitere Verbesserungsmöglichkeiten innerhalb eines Jahres erarbeiten und realisieren.

Erfahrungen und ihre Bedeutung für den sicheren Anlagenbetrieb werden von den Behörden gesichtet und mit den jeweiligen Betreibern beraten, insbesondere hinsichtlich der Folgerungen für die Aufsichtsinstrumente und -praxis. Die Zertifizierung nach DIN EN ISO 9001:2000 wird für weitere Kernkraftwerke durchgeführt.



## 6 Vorhandene Kernanlagen

### ARTICLE 6 EXISTING NUCLEAR INSTALLATIONS

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

### Artikel 6 Vorhandene Kernanlagen

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

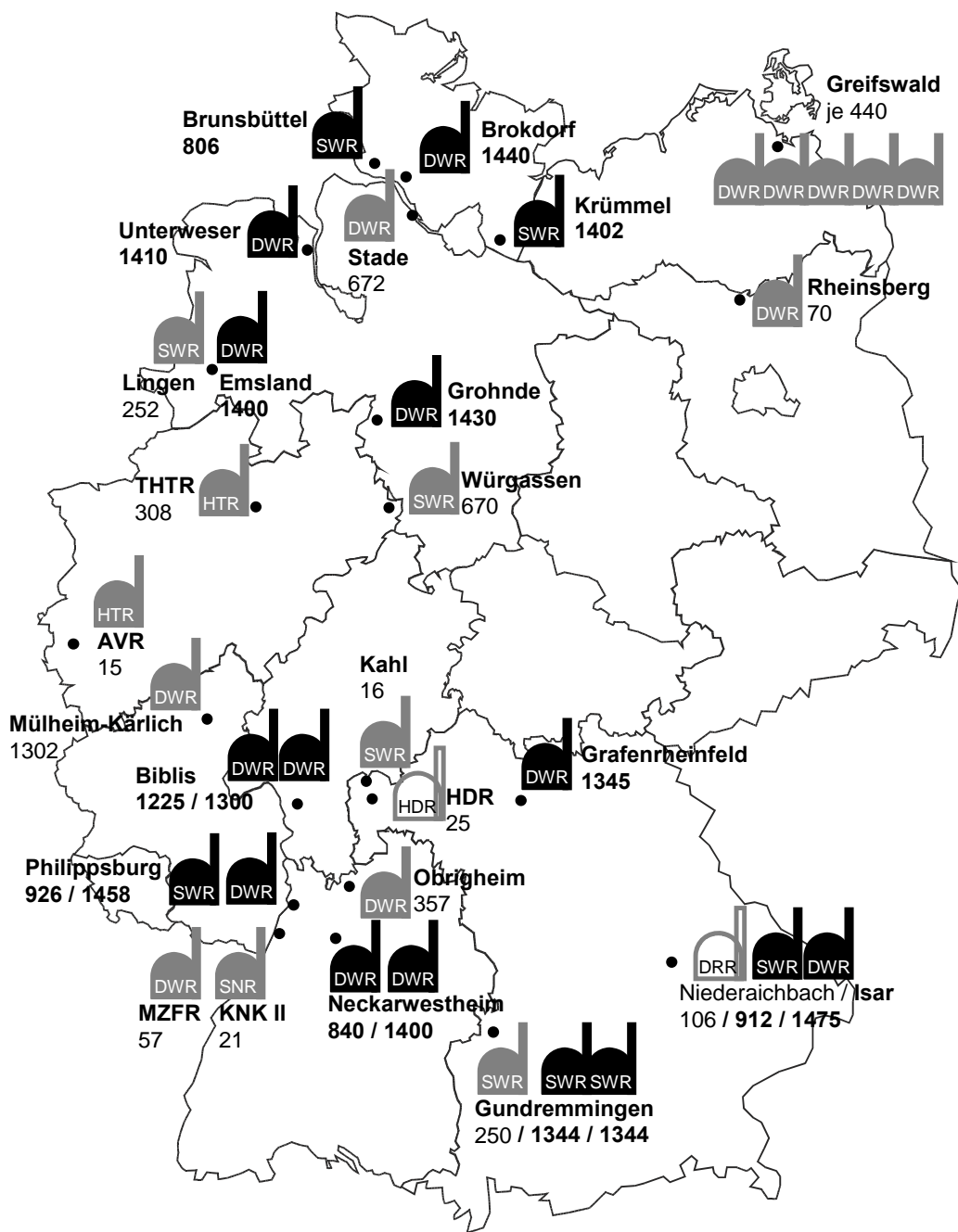
### Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens

In Deutschland gibt es insgesamt 18 Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens. Davon sind gegenwärtig an 12 Standorten 17 Kernkraftwerksblöcke mit insgesamt 21 457 MWe in Betrieb. Anhang 1-1 gibt eine Übersicht über die betriebenen Kernkraftwerke. Die Abbildung 6-1 zeigt deren Standorte.

Das Kernkraftwerk Obrigheim (KWO - DWR 357 MWe) ist ebenfalls noch Kernanlage im Sinne des Übereinkommens. Es wurde am 11. Mai 2005 abgeschaltet, nachdem die gesetzlich zugebilligte Strommenge erzeugt worden war. Der Betreiber hat am 21. Dezember 2004 einen Antrag auf Stilllegung gestellt. Die nuklearen Brennelemente sind zwar aus dem Reaktorkern entfernt, befinden sich aber noch in der Anlage. Die Behörde hat einem Stilllegungsprogramm noch nicht zugestimmt.

Für das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich (KMK - DWR 1 302 MWe), seit dem 9. September 1988 aufgrund von Gerichtsentscheidungen abgeschaltet, hatte der Betreiber am 12. Juni 2001 den atomrechtlichen Antrag auf Stilllegung und Rückbau der Anlage gestellt. Die Genehmigung wurde am 16. Juli 2004 erteilt, eine weitere am 23. Februar 2006. Die Brennelemente sind vollständig aus der Anlage entfernt. Das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich ist somit nicht mehr Kernanlage im Sinne des Übereinkommens.

Das Kernkraftwerk Stade (KKS - DWR 672 MWe) hatte am 14. November 2003 seinen Betrieb endgültig eingestellt. Die Genehmigung auf Stilllegung und Rückbau der Anlage wurde am 7. September 2005 erteilt, eine zweite Genehmigung am 15. Februar 2006. Die letzten Brennelemente sind am 27. April 2005 abtransportiert worden. Das Kernkraftwerk Stade ist somit nicht mehr Kernanlage im Sinne des Übereinkommens.



Stand 05/2007




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

Abbildung 6-1 Kernkraftwerke in Deutschland

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

### Betrieb der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens

Seit 1988 trägt die Kernenergie etwa ein Drittel zur öffentlichen Elektrizitätsversorgung und rund 12 % zur gesamten Primärenergieversorgung in Deutschland bei. 2006 (2005) betrug die Stromerzeugung aus den deutschen Kernkraftwerken 167,4 (163,0) TWh.

**Tabelle 6-1 Mittlere Verfügbarkeiten der deutschen Kernkraftwerke**

Jahr	Zeitverfügbarkeit %	Arbeitsverfügbarkeit %	Arbeitsausnutzung %
2006	91,1	90,8	89,1
2005	88,8	88,0	86,3
2004	89,8	89,2	87,4
2003	87,7	87,0	84,3
2002	85,7	86,0	83,8

Zeitverfügbarkeit (time availability):

Arbeitsverfügbarkeit (energy availability):

Arbeitsausnutzung (energy utilization):

verfügbare Betriebszeit/Kalenderzeit

mögliche Energieerzeugung/Nennarbeit

tatsächliche Energieerzeugung/Nennarbeit

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

Die derzeit erreichten oder angestrebten Entladeabbrände liegen in der Größenordnung von 40-50 GWd pro Tonne Schwermetall. Durch die für die meisten Kernkraftwerke bereits behördlich genehmigte Erhöhung der Anfangsanreicherung an U-235 auf Werte bis zu 4,4 Gew.-% und des Anteils an spaltbarem Plutonium bei MOX-Brennelementen können Abbrände bis 60 GWd pro Tonne Schwermetall erreicht werden. Bei den Druckwasserreaktoren bedingt dies auch den Einsatz von mit B-10 angereicherter Borsäure.

Im Zeitraum 2004 - 2006 wurden für beide Blöcke des Kernkraftwerks Biblis insgesamt 22 technische Änderungsgenehmigungen erteilt, die sicherheitstechnische Verbesserungen betrafen.

Vier weitere Kernkraftwerke erhielten Genehmigungen zur Erhöhung der Anfangsanreicherung des Brennstoffs auf bis zu 4,4 Gew.-% (Neckarwestheim 1, Philippsburg 1 und Philippsburg 2) bzw. 4,77 Gew.-% (Krümmel). Für die beiden Blöcke in Gundremmingen

wurden weiterentwickelte Mischoxid-Brennelemente genehmigt.

Für das Kernkraftwerk Brokdorf (KBR - DWR 1440 MWe) wurde im Mai 2006 die Genehmigung zur Erhöhung der thermischen Reaktorleistung von 3765 auf 3900 MWth erteilt. Die elektrische Leistung des Kraftwerkes wird zukünftig 1500 MWe betragen.

Für die Kernkraftwerke Isar 1, Philippsburg 1 und Brokdorf sind die gesetzlich geforderten Sicherheitsüberprüfungen vorgelegt worden.

### **Forschung zur Sicherheit der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens**

Für die Bundesregierung hat der sichere Betrieb der Kernkraftwerke höchste Priorität. In diesem Zusammenhang wird die Forschung zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken fortgesetzt und ausgebaut.

Die Bundesrepublik Deutschland beteiligt sich an den weltweiten Bemühungen zur Weiterentwicklung der nuklearen Sicherheit von Kernkraftwerken durch eigene, unabhängige Forschung. Das Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi) stellt derzeit jährlich ca. 17 Millionen € für Arbeiten zur Reaktorsicherheitsforschung bereit. Die Forschungsarbeiten betreffen u. a. experimentelle oder analytische Untersuchungen zum Anlagenverhalten von Leichtwasserreaktoren bei Störfällen, zur Sicherheit druckführender Komponenten, zum Kernschmelzen und zum menschlichen Verhalten sowie zur zerstörungsfreien Früherkennung von Schädigungen bei schwer prüfbar Werkstoffen und die Entwicklung von Methoden für probabilistische Sicherheitsanalysen.

Die institutionelle Förderung der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung durch das Bundesministerium für Bildung und Forschung (BMBF) liegt seit 2004 relativ konstant bei ca. 31 Millionen € im Jahr. Aus Sicht der Bundesregierung soll durch Forschungsprojekte die Fähigkeit gewahrt bleiben, die Sicherheit von Kernkraftwerken auch in den Nachbarländern beurteilen zu können und die internationale Entwicklung zu verfolgen, inwieweit die Ziele von weiter erhöhter Reaktorsicherheit, mehr Wirtschaftlichkeit, Proliferationsresistenz und Verringerung des radioaktiven Abfalls tatsächlich erreicht werden.

Auch seitens der Betreiber wird der Forschung und Entwicklung im Bereich der nuklearen Sicherheit höchste Priorität eingeräumt. Dieser Umstand schlägt sich u. a. im Budget des „Sonderausschusses Anlagentechnik“ nieder, über den die Betreiber unter dem Dach des VGB gemeinsame Forschungs- und Entwicklungsprojekte finanzieren. Allein im Zeitraum zwischen 2003 und Mitte 2006 wurden im Rahmen dieses seit 1989 bestehenden Programms mehr als 20 Millionen € in insgesamt 243 Projekte investiert. Themenschwerpunkte sind u. a.

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

Seit 2001 werden mit öffentlichen Geldern keine Forschungsprojekte mehr finanziert, die sich mit der Forschung an neuen und innovativen Reaktorkonzepten befassen.

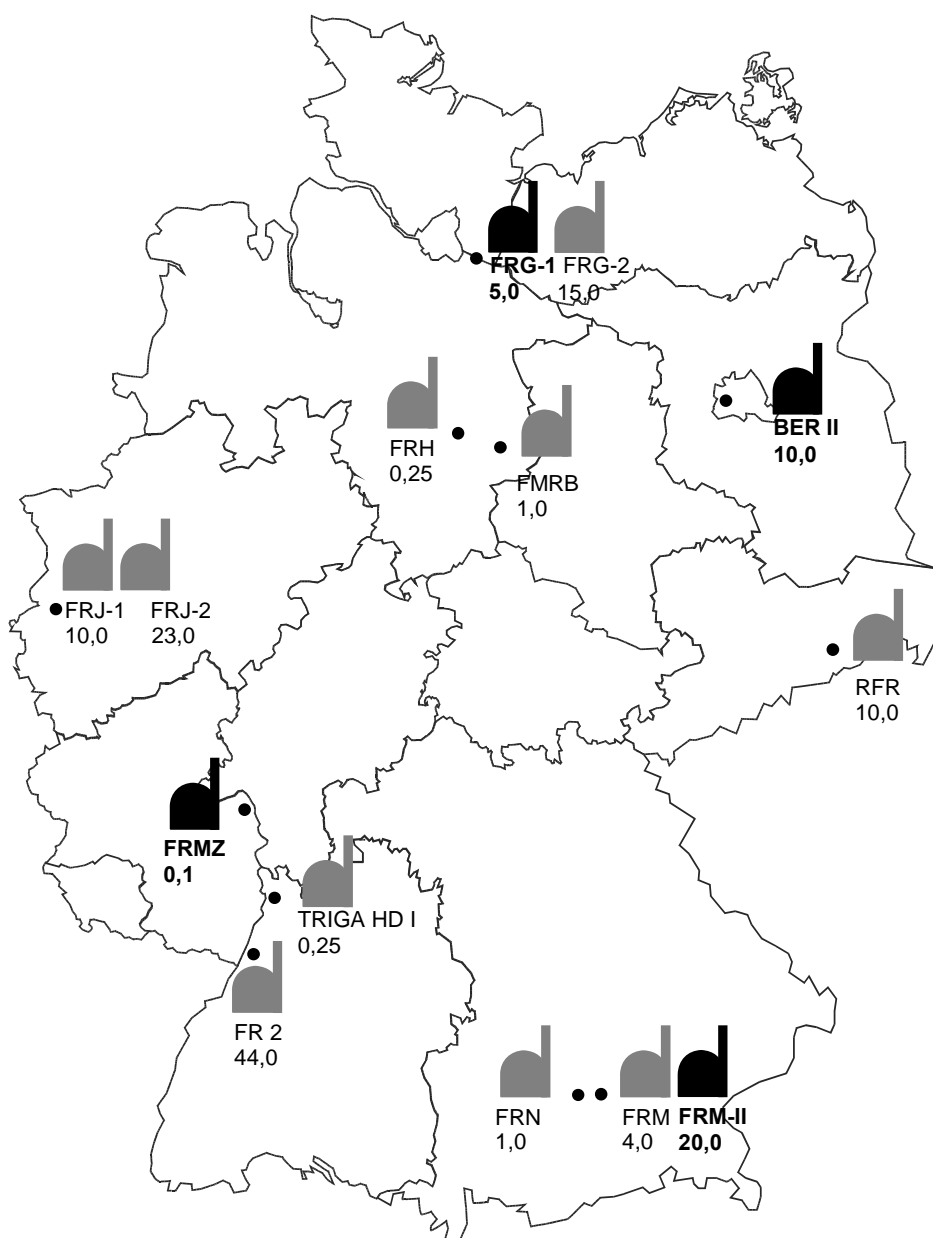
### **Forschungsreaktoren**

An dieser Stelle wird über Forschungsreaktoren berichtet, obwohl sie keine Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens sind. Damit wird den Empfehlungen aus dem "Code of Conduct on the Safety of Research Reactors" von 2004 Rechnung getragen.

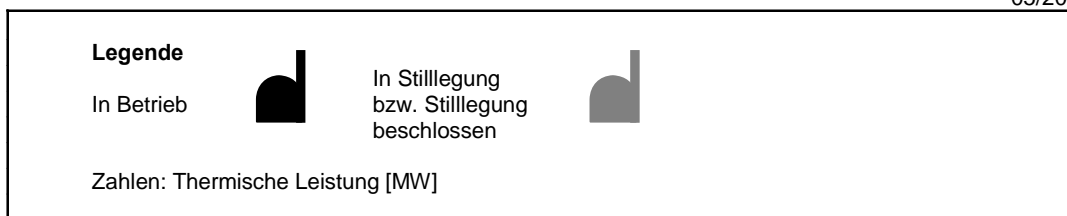
In Deutschland sind vier Forschungsreaktoren mit mehr als 50 kW thermischer Leistung und acht kleine Schulungsreaktoren in Betrieb (→ Anhang 2-1). Zehn Forschungsreaktoren sind stillgelegt und werden abgebaut (→ Anhang 2-2), weitere 24 sind bereits vollständig abgebaut (→ Anhang 2-3). Die Abbildung 6-2 zeigt die Standorte von Forschungsreaktoren mit mehr als 50 kW thermischer Leistung. Die laufenden Forschungsreaktoren arbeiten im Leistungsbereich bis 20 MW, der 2004 neu in Betrieb genommene Reaktor FRM II erreicht mit einer Leistung von 20 MW eine maximale thermische Neutronenflussdichte von  $8 \times 10^{14}$  pro  $\text{cm}^2$  und s.

Forschungsreaktoren werden in Deutschland auf der Grundlage des Regelwerks für Leistungsreaktoren mit den physikalischen Gegebenheiten entsprechenden Einschränkungen genehmigt. Das Sicherheitskonzept für den neuen FRM II genügt zum Beispiel höchsten Ansprüchen und wird durch passive und aktive Sicherheitseinrichtungen erreicht. Auch der Schutz gegen Erdbeben und Flugzeugabsturz erfolgte wie für Kernkraftwerke. Weiterhin unterliegen Forschungsreaktoren bei einer thermischen Leistung über 50 kW wie Leistungsreaktoren auch z. B. den Meldepflichten bei besonderen Vorkommnissen (→ Artikel 19 (vi)).

Betreiber der Forschungsreaktoren sind Universitäten und Forschungszentren, die ihrerseits vom Staat finanziert werden, der damit Eigentümer der Forschungsreaktoren ist und auch die Betriebs- und Stilllegungskosten für Forschungsreaktoren zu tragen hat.



05/2007



**Abbildung 6-2      Forschungsreaktoren > 50 kW in Deutschland**

## **Weitere kerntechnische Einrichtungen**

Zur Vervollständigung des Bildes über die Anwendung der Kernenergie in Deutschland wird ein kurzer Überblick gegeben über andere kerntechnische Einrichtungen, 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 Überprüfungskonferenz im Mai 2006 berichtet hat.

Insgesamt 19 Kernkraftwerksblöcke sind stillgelegt (→ Anhang 1-2). Von diesen sind derzeit 15 Kernkraftwerke im Abbau, zwei Kernkraftwerke im sicheren Einschluss und zwei Anlagen bereits vollständig abgebaut. Das Kernkraftwerk Obrigheim ist endgültig abgeschaltet, es ist jedoch derzeit noch Kernanlage im Sinne dieses Übereinkommens über nukleare Sicherheit. Weitere sechs Kernkraftwerke haben den nuklearen Betrieb nicht aufgenommen, da die Projekte während der Bauphase aufgegeben wurden.

Die weiteren kerntechnischen Einrichtungen umfassen Anlagen der Kernbrennstoffversorgung und der Entsorgung. In Betrieb sind eine Uran-Anreicherungsanlage in Gronau und eine Brennelementfertigung in Lingen. Die Pilot-Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe ist stillgelegt und wird abgebaut. Die dort noch vorhandenen hochaktiven Spaltproduktlösungen sollen in der Verglasungsanlage am Standort endlagergerecht verglast werden. Mehrere Brennelementwerke wurden stillgelegt und sind vollständig abgebaut. Die Anlage zur Molybdänproduktion auf dem Gelände des Forschungsstandortes Rossendorf befindet sich in der Stilllegung. Zur Zwischenlagerung von Brennelementen sowie zur Behandlung, Konditionierung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle sind mehrere Einrichtungen in Betrieb. Die Zwischenlagerung von Brennelementen erfolgt in zentralen Zwischenlagern und in Zwischenlagern an den Kernkraftwerksstandorten (→ Artikel 19 (viii)). Das Genehmigungsverfahren für die Pilotkonditionierungsanlage in Gorleben (PKA) wurde im Dezember 2000 mit Erteilung der dritten Teilerrichtungsgenehmigung abgeschlossen. Die Nutzung der Anlage wird entsprechend der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 11. Juni 2001 auf die Reparatur schadhafter Behälter beschränkt.

Für die Endlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle mit geringen Halbwertszeiten war bis zum September 1998 das Endlager Morsleben in Betrieb. Das Planfeststellungsverfahren zur Stilllegung ist eingeleitet. Das Planfeststellungsverfahren für das Endlager Schacht Konrad ist mit der Erteilung des Planfeststellungsbeschlusses abgeschlossen worden, der im April 2007 bestandskräftig geworden ist. Die Arbeiten im Erkundungsbergwerk Gorleben wurden 2000 unterbrochen; die Dauer dieses Moratoriums wurde mit mindestens 3 Jahren und höchstens 10 Jahren bestimmt.

## **Überprüfung der Sicherheit der Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens**

Auch wenn das Atomgesetz (AtG) über die festgelegte verbleibende Elektrizitätsmenge die Laufzeit der Anlagen begrenzt, haben alle im Anhang 1-1 genannten, derzeit betriebenen Kernkraftwerksblöcke eine zeitlich unbefristete Betriebsgenehmigung. Diese Genehmigungen für die Kernkraftwerke wurden erteilt, nachdem der Antragsteller der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde nachgewiesen hatte, dass mit Auslegung und Errichtung und mit den beantragten betrieblichen Regelungen die erforderliche Vorsorge gegen Schäden nach dem damals maßgeblichen Stand von Wissenschaft und Technik getroffen war (→ Artikel 7 (2ii)). Diese Genehmigungsvoraussetzung gilt gleichermaßen für alle später erteilten und ebenso für noch zu erteilende Genehmigungen von wesentlichen Änderungen der Anlage oder ihrer Betriebsweise. Hierdurch erfolgt mit jeder wesentlichen Anlagenänderung im Rahmen des Gegenstandes des Änderungsverfahrens eine Überprüfung der Sicherheit und ggf. eine An-

passung an die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden. Außerdem kann die Behörde, wenn die genannte Genehmigungsvoraussetzung nicht mehr gegeben ist und nicht in angemessener Zeit Abhilfe geschaffen werden kann, die Genehmigung widerrufen.

In der Vergangenheit sind in allen Kernkraftwerken während ihrer Betriebszeit zahlreiche Verbesserungen verwirklicht worden, insbesondere auch durch Maßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich, wie in Tabelle 6-2 dargestellt. Damit wurden Sicherheits- und Risikovorsorge bei den Kernkraftwerken entsprechend dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik folgend weiterentwickelt. Die Tabelle 6-2 zeigt welche Verbesserungsmaßnahmen, die bei neueren Anlagen bereits bei ihrer Auslegung berücksichtigt waren, auch bei älteren Anlagen durch Nachrüstungen eingeführt wurden.

Im Rahmen des behördlichen Aufsichtsverfahrens wird die Sicherheit der Anlage fortlaufend überprüft. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, wird die Notwendigkeit von Verbesserungen geprüft. Damit wird ebenfalls eine Fortentwicklung der Anlagensicherheit erreicht.

In Ergänzung zur kontinuierlichen Aufsicht wurden bis 2002 freiwillig oder aufgrund von Bedingungen in den Genehmigungsbescheiden Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) durchgeführt. Seit 2002 sind sie durch das Atomgesetz verbindlich vorgeschrieben (→ Artikel 14). Im Berichtszeitraum wurden für die Kernkraftwerke Isar 1, Philippsburg 1 und Brokdorf Sicherheitsüberprüfungen vorgelegt.

Zusammenfassend stellt die Bundesregierung fest, dass mit den Sicherheitsbewertungen bei Änderungsgenehmigungen, im Rahmen der behördlichen Aufsicht und mit den bisher durchgeführten Sicherheitsüberprüfungen eine Überprüfung im Sinne des Artikels 6 des Übereinkommens erfolgt ist und auch zukünftig erfolgt. Erforderliche Verbesserungsmaßnahmen wurden bzw. werden insbesondere aufgrund von Ergebnissen der Sicherheitsüberprüfungen durchgeführt.



**Tabelle 6-2 Wesentliche Nachrüstungen bei Kernkraftwerken nach Baulinien getrennt**

Verbesserungsziel Verbesserungsmaßnahmen	DWR- Baulinie				SWR- Baulinie	
	1	2	3	4	69	72
<b>1. Erhöhte Zuverlässigkeit des bestimmungsgemäßen Betriebs</b> Zusätzliche Netzanschlüsse	X	X	•	•	X	•
<b>2. Erhöhte Wirksamkeit und Zuverlässigkeit von Sicherheitseinrichtungen</b> Zusätzliche Notstromdiesel	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
<b>3. Verbesserung der Sicherheit bei Notstandsfällen</b> Notstandssysteme	X	X	•	•	X	•
<b>4. 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	•
<b>5. 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	•
<b>6. Anlageninterner Notfallschutz</b> Verbesserung der technischen Einrichtungen für Schadensvermeidung	X	X	X	X	X	X
Verbesserung der technischen Einrichtungen für Schadensminderung	X	X	X	X	X	X

X Verbesserung durch Nachrüstung

• bereits in der Auslegung enthalten

## **Artikel 6: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

Die Kernkraftwerke Mülheim-Kärlich (KMK) und Stade (KKS) sind nicht mehr Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens. Das Kernkraftwerk Obrigheim (KWO - DWR 357 MWe) wurde am 11. Mai 2005 endgültig abgeschaltet, nachdem die gesetzlich zugebilligte Strommenge erzeugt worden war.

Im Zeitraum 2004 - 2006 erhielten sechs Kernkraftwerke Genehmigungen für weiterentwickelte Brennelemente oder solche mit einer höheren Anreicherung. Für das Kernkraftwerk Brokdorf wurde eine Genehmigung zur Erhöhung der thermischen Reaktorleistung erteilt. Für beide Blöcke des Kernkraftwerks Biblis wurden insgesamt 22 technische Änderungs-genehmigungen erteilt, die sicherheitstechnische Verbesserungen betrafen.

Für die Kernkraftwerke Isar 1, Philippsburg 1 und Brokdorf sind die gesetzlich geforderten Sicherheitsüberprüfungen vorgelegt worden.

Verbesserungen sind verwirklicht worden. Diese betrafen im wesentlichen die Erhöhung der Wirksamkeit bzw. Zuverlässigkeit der Gewährleistung des sicheren bestimmungsgemäßen Betriebs und von Sicherheitseinrichtungen, die Beherrschung von Notstandsfällen, die Verringerung der Folgen möglicher Brände, die Verbesserung der Barrieren und den anlagen-internen Notfallschutz. Bei den Prüfungen und bei der Durchführung der Maßnahmen wurde der jeweils aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik zugrunde gelegt.

## **Artikel 6: Zukünftige Aktivitäten**

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

Um Erkenntnisse und Technologien aufgrund des fortschreitenden Standes von Wissenschaft und Technik für bestmögliche Gefahrenabwehr und Risikovorsorge auch weiterhin einsetzen zu können, soll die Forschung zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken fortgesetzt und ausgebaut werden.

## 7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

### ARTICLE 7 LEGISLATIVE AND REGULATORY FRAMEWORK

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

### Artikel 7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

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

## 7 (1) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

### Rahmenvorgaben aufgrund der föderalen Struktur der Bundesrepublik Deutschland

Die Bundesrepublik Deutschland ist ein föderaler Bundesstaat. Zuständigkeiten für Rechtssetzung und für den Gesetzesvollzug sind je nach staatlichem Aufgabenbereich unterschiedlich auf die Organe von Bund und Ländern verteilt. Näheres ist durch Bestimmungen im Grundgesetz [1A-1] der Bundesrepublik Deutschland geregelt.

Für die friedliche Nutzung der Kernenergie liegt die Gesetzgebungskompetenz beim Bund. Bislang hatte der Bund in den Bereichen, die das Übereinkommen betreffen, die konkurrierende Gesetzgebung. Der Bund hatte von dieser konkurrierenden Gesetzgebung weit reichend Gebrauch gemacht und die Länder damit von der Gesetzgebung ausgeschlossen. Nach Inkrafttreten der Föderalismusreform am 1. September 2006 hat gemäß Artikel 73 Abs. 1 Nr. 14 des Grundgesetzes der Bund nunmehr die ausschließliche Gesetzgebung für die genannte Materie. Der Bund muss daher nicht, wie bislang erforderlich, ein Bedürfnis darlegen, um in den Bereichen gesetzgebend tätig zu werden. Die Ausführung des Atomgesetzes (AtG) erfolgt gemäß Artikel 87c, 85 des Grundgesetzes wie bisher, 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 Aufsichts- und Genehmigungsbehörden berichten dem Bund über den Gesetzesvollzug. Der Bund hat das Recht, zusätzliche Informationen und Berichte einzufordern, das Recht auf volle Akteneinsicht 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 allerdings bei der zuständigen Landesbehörde.

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

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

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

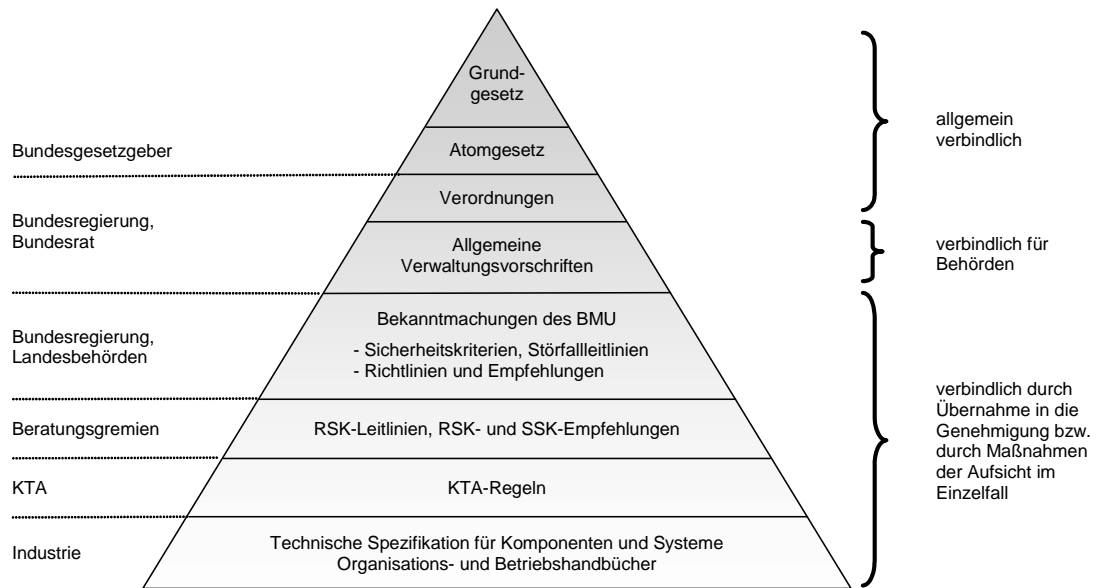
Die Weiterentwicklung des Atomrechts sowie der auf seiner Grundlage erlassenen Rechtsvorschriften, der Allgemeinen Verwaltungsvorschriften und Richtlinien ist eine Aufgabe des Bundes.

## 7 (2i) Sicherheitsvorschriften und –regelungen

### Innerstaatliche Sicherheitsvorschriften und –regelungen

#### Gesetze, Rechtsverordnungen und Verwaltungsvorschriften

Die Abbildung 7-1 zeigt die Hierarchie des nationalen Regelwerks, die Behörde oder Institution, die die Regel erlässt, sowie ihren Verbindlichkeitsgrad.



**Abbildung 7-1 Regelwerkspyramide**

#### *Grundgesetz*

Das Grundgesetz [1A-1] trifft Bestimmungen über die Kompetenzen von Bund und Ländern hinsichtlich der Kernenergienutzung (→ Artikel 8). Es gibt 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.

#### *Atomgesetz*

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

nationaler Verpflichtungen Deutschlands auf dem Gebiet der Kernenergie und des Strahlenschutzes gewährleisten.

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

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

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

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

Nach § 7 AtG bedürfen die Errichtung, der Betrieb oder das Innehaben einer ortsfesten Anlage zur Erzeugung, Bearbeitung, Verarbeitung oder zur Spaltung von Kernbrennstoffen, eine wesentliche Veränderung der Anlage oder ihres Betriebes und auch die Stilllegung der Genehmigung.

Eine solche Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn die in § 7 Abs. 2 AtG genannten Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt sind, d. h. wenn

- die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen ist,
- Zuverlässigkeit und Fachkunde der verantwortlichen Personen gegeben ist,
- 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,
- der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist,
- die erforderliche Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen getroffen ist,
- überwiegende öffentliche Interessen, insbesondere im Hinblick auf die Umweltauswirkungen, der Wahl des Standorts der Anlage nicht entgegenstehen.

Diese Anforderungen für die Genehmigung von Kernkraftwerken sind auch während des Betriebs Beurteilungsmaßstab für die Aufsicht. Als Voraussetzung für eine Genehmigung sind sie heute nur noch für Änderungen oder die Stilllegung von bestehenden Anlagen bedeutsam, da gemäß § 7 Abs. 1, Satz 2 AtG für die Errichtung und den Betrieb von Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen keine Genehmigungen mehr erteilt werden können.

Die vom Gesetzgeber verwendeten unbestimmten Rechtsbegriffe, wie z. B. „die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden“ wurden gewählt, um eine dynamische Weiterentwicklung der Vorsorge nach neuestem Stand zu erleichtern. Das Gesetz hat es damit weithin der Exekutive überlassen, sei es im Wege der Rechtsverordnung nach Maßgabe der einschlägigen Ermächtigungen, sei es bei Einzelent-

scheidungen unter Berücksichtigung auch des untergesetzlichen Regelwerks, über Art und insbesondere über Ausmaß von Risiken, die hingenommen oder nicht hingenommen werden, zu befinden. Über das Verfahren zur Ermittlung solcher Risiken trifft es selbst keine näheren Regelungen.

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

Als weitere gesetzliche Grundlage ist das „Gesetz über die Errichtung eines Bundesamtes für Strahlenschutz“ [1A-22] zu nennen, mit dem diesem Amt zur Unterstützung der atomrechtlichen Behörde des Bundes bestimmte Aufgaben im Bereich der Sicherheit von Kernkraftwerken übertragen werden.

### *Verordnungen*

Zur weiteren Konkretisierung der gesetzlichen Regelungen enthält das Atomgesetz Ermächtigungen für den Erlass von Rechtsverordnungen. 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.

Regelungen zur technischen Anlagensicherheit oder für den sicheren Betrieb, Veröffentlichung von Betriebserfahrung zum Zweck von Sicherheitsverbesserungen, Anforderungen an Ausbildung und Fachkunde oder zu verschiedenen Schutzmaßnahmen sind bisher in Deutschland nicht durch Rechtsverordnung getroffen, obwohl nach Atomgesetz möglich, sondern Gegenstand des untergesetzlichen Regelwerks.

### *Allgemeine Verwaltungsvorschriften*

In Rechtsverordnungen können zusätzliche Ermächtigungen für den Erlass von allgemeinen Verwaltungsvorschriften enthalten sein. Solche regeln die Handlungsweise der Behörden, sie entfalten allerdings unmittelbar nur eine Bindungswirkung für die Verwaltung. Sie entfalten eine mittelbare Außenwirkung, da sie den Verwaltungsentscheidungen zugrunde gelegt werden.

Im kerntechnischen Bereich gibt es sechs Allgemeine Verwaltungsvorschriften

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

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

	<b>Kurzbeschreibung zum Regelungsgehalt</b>	<b>[Ref.]</b>
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 kaliumjodidhaltigen 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
Endlager VIV	<b>Endlagervorausleistungsverordnung</b> Finanzielle Vorausleistungen für die Einrichtung von Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle	1A-13

### Bekanntmachungen des BMU

Das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) erstellt nach Beratung mit den Ländern Bekanntmachungen. Diese sind u. a. Sicherheitskriterien, Störfallleitlinien, Richtlinien und Empfehlungen. In der Regel handelt es sich um im Konsens mit den zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder beschlossene Regelungen zur einheitlichen Handhabung des Atomgesetzes. Demgegenüber beschreiben die Empfehlungen des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit dessen Auffassung zu allgemeinen Fragen der kerntechnischen Sicherheit und der Verwaltungspraxis und dienen den Landesbehörden als Orientierung beim Vollzug des Atomgesetzes. Die Bekanntmachungen sind für die Landesbehörden im Unterschied zu Allgemeinen Verwaltungsvorschriften nicht verbindlich. Die Bedeutung ergibt sich zusätzlich aus dem Recht des BMU den Landesbehörden verbindliche Einzelweisungen zu erteilen. Zu zwei wichtigen Bekanntmachungen, den bereits erwähnten Sicherheitskriterien und die Störfallleitlinien, bestimmt § 49 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) ausdrücklich, dass die Genehmigungsbehörden diese beiden Bekanntmachungen anwenden können, wenn sie beurteilen müssen, ob die Störfallauslegung eines Kernkraftwerks den Maßstäben des § 7 AtG entspricht.



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

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

### Sonstige Regelwerke zur Sicherheit von Kernkraftwerken

#### *Empfehlungen der RSK, SSK, RSK-Leitlinien*

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

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

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

### *KTA-Regelwerk*

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

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

Nach seiner Satzung formuliert der KTA detaillierte sicherheitstechnische Regeln, wenn „sich auf Grund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und der Behörden abzeichnet.“ Die Regelungen werden in Unterausschüssen und Arbeitsgremien von Fachleuten erarbeitet und vom KTA verabschiedet. Die fünf Fraktionen sind gleich stark mit jeweils 10 Stimmen vertreten. Eine Regel wird nur verabschiedet, wenn 5/6 der Mitglieder dem zustimmen. Keine geschlossen stimmende Fraktion kann somit überstimmt werden.

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.

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.

Auf Grund der regelmäßigen Überprüfung und gegebenenfalls Überarbeitung der verabschiedeten Regeltexte spätestens alle fünf Jahre, werden die Regelungen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Die KTA-Regeln entfalten zwar keine rechtliche Bindungswirkung, auf Grund ihres Entstehungsprozesses und Detaillierungsgrades kommt ihnen aber eine weit reichende praktische Wirkung zu.

Derzeit besteht das KTA-Regelwerk aus 90 Regeln und 2 Regelentwürfen. 12 Regelentwürfe sind in Vorbereitung und 40 Regeln befinden sich im Änderungsverfahren.

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

- [KTA 1203] "Anforderungen an das Notfallhandbuch",
- [KTA 2301] "Alterungsmanagement in Kernkraftwerken",

- [KTA 3101.3] "Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 3: Mechanische und thermische Auslegung" und
- [KTA 3107] "Anforderungen an die Kritikalitätssicherheit beim Brennelementwechsel".

### *Konventionelles technisches Regelwerk*

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

## **Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks**

### Nationales kerntechnisches Regelwerk

Das Atomgesetz, zugehörige Rechtsverordnungen und Verwaltungsvorschriften sowie das nachgeordnete untergesetzliche behördliche Regelwerk stammen weitgehend aus den 70er und 80er Jahren des 20. Jahrhunderts. Seitdem ist bei der Praxis von Genehmigung und Vollzug, beim Regelwerk des kerntechnischen Ausschusses (KTA) wie auch bei den internationalen Organisationen und in anderen Staaten eine kontinuierliche Weiterentwicklung von Regelwerken erfolgt. Für das deutsche behördliche Regelwerk gilt dies nur teilweise.

Das BMU hat daher Ende 2003 ein Projekt zur Erstellung eines einheitlichen Regelwerks zur sicherheitstechnischen Beurteilung der deutschen Kernkraftwerke eingeleitet, das die grundlegenden Sicherheitsanforderungen der bisherigen BMI-Sicherheitskriterien [3-1] und der bisherigen RSK-Leitlinien [4-1] enthalten soll, den Stand von Wissenschaft und Technik beschreiben soll und u. a. das internationale Regelwerk und praktische Erfahrungen aus der Anwendung des bestehenden deutschen kerntechnischen Regelwerkes berücksichtigen soll. Ein erster Entwurf wurde mit den Stakeholdern diskutiert (Workshops und Internet). Ein neuer Entwurf für "Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke" (Revision B) wurde im September 2006 vorgelegt.

Der Länderausschuss für Atomkernenergie (LAA) (→ Artikel 8(1)) hat Anfang 2006 beschlossen, dass die Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks notwendig ist und im Interesse des sicheren Betriebs der Kernkraftwerke im Einvernehmen zwischen BMU und den atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder erfolgen soll.

In der LAA-Sitzung im November 2006 wurde darüber hinaus beschlossen, dass eine „Bund-Länder-Arbeitsgruppe“ unter Federführung des BMU als Vorarbeit für eine Rechtsverordnung oder Allgemeine Verwaltungsvorschrift eine Unterlage erarbeiten soll, die die grundlegenden Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke unter Berücksichtigung

- des deutschen kerntechnischen Regelwerks,
- des Entwurfs der *Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke*,
- der WENRA-Referenzniveaus und
- des IAEA-Regelwerks

enthält und die Sicherheitsphilosophie darstellt.

Des Weiteren soll durch einen Soll/Ist-Vergleich der grundlegenden technischen Sicherheitsanforderungen mit den Merkmalen der deutschen Kernkraftwerke und durch eine Bewertung der Abweichungen eine Folgenabschätzung durchgeführt werden.

## Internationale Regelwerksentwicklung

Sicherheitsverantwortliche aus Deutschland beteiligen sich an der internationalen Entwicklung von Regelwerken. Ziel ist es einerseits, dazu beizutragen, dass internationale Regelwerke die bestmögliche Vorsorge gegen Schäden vorantreiben und eine entsprechende Weiterentwicklung nationaler Regelwerke bewirken. Andererseits sollen diese internationalen Entwicklungen in das deutsche Regelwerk umgesetzt und ein Beitrag zur Harmonisierung geleistet werden.

Hierzu wurden während des Berichtszeitraums mehrere Projekte von Behörden mit Sachverständigen und teilweise auch Betreibern durchgeführt:

- *Regelwerksauswertungen bei Aufstellung der WENRA Referenzlevels (WENRA RL)*  
Bei der Aufstellung der WENRA RL wurden alle einschlägigen Safety Standards der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEA) ausgewertet. Im Ergebnis dieser Arbeiten wurde für jedes der 18 WENRA Issues ein Direktvergleich mit aktuellem deutschen - und IAEA-Regelwerk vorgenommen. Die Ergebnisse werden für die Aufstellung des deutschen WENRA Aktionsplans wie auch für die Aktualisierung des deutschen Regelwerks genutzt.
- *Vergleich des deutschen Regelwerks mit aktuellen IAEA Safety Standards*  
Die aktuellen IAEA Requirements und Guides wurden nach sicherheitsrelevanten Prioritäten bewertet und hierbei ausgewählte wurden systematisch mit dem aktuellen deutschen Regelwerk verglichen, kommentiert und ggf. mit einer Empfehlung für das deutsche Regelwerk verbunden. Im Ergebnis hat sich gezeigt, dass in den meisten Fällen viele verschiedene deutsche Regeln herangezogen werden müssen, um den Vergleich mit einem IAEA Safety Standard durchzuführen.
- *Beteiligung an der Regelwerkserstellung der IAEA und Mitarbeit in Regelwerksgruppen wie CSS und NUSSC*  
Das BMU und Sachverständige aus vielen Bereichen beteiligen sich aktiv an der Erarbeitung der IAEA Safety Standards. Das BMU ist sowohl im CSS wie auch in NUSSC vertreten. Langjährige Praxis ist es, die Öffentlichkeit vor Verabschiedung von IAEA-Regelwerken förmlich zu beteiligen: die Entwürfe werden 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 Behörden und ihren Sachverständigen vorgelegt und sind öffentlich. Anhand dieser Berichte soll geprüft werden, welche Regelwerksprojekte für Deutschland relevant sind, an welchen Projekten sich deutsche Stellen aktiv beteiligen wollen und wie Fortschritte der Regelwerksarbeit in deutsche Praxis umgesetzt werden sollen.

- *Aktionsplan zur Anpassung von Regelwerk und Sicherheitspraxis an die WENRA Referenzlevel*  
Im November 2005 hat WENRA die Referenzlevel zur Harmonisierung und Weiterentwicklung der Sicherheit von Kernkraftwerken in Europa veröffentlicht. Der WENRA Bericht sowie die Bewertung der Erfüllung der Referenzlevel durch das deutsche Regelwerk und die Sicherheitspraxis in deutschen Kernkraftwerken wurden im Internet veröffentlicht.

Im November 2006 hat das BMU, wie alle anderen WENRA-Staaten auch, einen ersten Entwurf für einen nationalen Anpassungsplan zur Umsetzung der WENRA Anforderungen vorgelegt. Dieser Plan wurde im Internet veröffentlicht. Der Plan wird in Abstimmung mit den Landesbehörden und nach Anhörung der Betreiber weiterentwickelt.

## 7 (2ii) Genehmigungssystem

### Allgemeine Bestimmungen

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

Nach geltender Rechtslage (Atomgesetznovelle von 2002) werden Genehmigungen für die Errichtung von Kernkraftwerken zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität nicht mehr erteilt. Die Betriebsgenehmigungen der bestehenden Kernkraftwerke sind nicht befristet und bedürfen daher keiner Verlängerung bzw. Erneuerung. Die Berechtigung zum Leistungsbetrieb der bestehenden Kernkraftwerke erlischt, wenn die für das Kernkraftwerk im Atomgesetz festgelegte Elektrizitätsmenge oder die sich auf Grund von Übertragungen ergebende Elektrizitätsmenge produziert ist. 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 selber ist Gegenstand der Berichterstattung im Rahmen des gemeinsamen Übereinkommens.

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

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

Das Pariser Atomhaftungsübereinkommen [1E-11] und das Gemeinsame Protokoll [1E-14] sind mit unmittelbarer Geltung (self-executing) in das nationale Atomhaftungsrecht übernommen worden und werden durch dieses ergänzt. Für Schäden, die auf einem von einer Kernanlage ausgehenden nuklearen Ereignis beruhen, haftet der Betreiber grundsätzlich summenmäßig unbegrenzt. Zur Erfüllung etwaiger Schadensersatzverpflichtungen hat der Betreiber Deckungsvorsorge zu treffen, die, nach entsprechender Änderung des Atomgesetzes im Jahr 2002, bis zu einem Höchstbetrag von 2,5 Milliarden € festgesetzt werden kann; Einzelheiten hierzu regelt eine Rechtsverordnung [1A-11]. Die Deckungsvorsorge kann durch Haftpflichtversicherung oder sonstige finanzielle Sicherheit, z. B. private Garantiezusage, erbracht werden. Soweit gesetzliche Schadensersatzverpflichtungen von der Deckungsvor-

sorge nicht gedeckt sind oder aus ihr nicht erfüllt werden können, gewährt das Atomgesetz dem Betreiber einen Anspruch gegen den Bund und das genehmigende Bundesland, ihn von diesen Schadensersatzverpflichtungen freizustellen. Der Höchstbetrag der staatlichen Freistellungsverpflichtung beträgt 2,5 Milliarden €.

## **Atomrechtliches Genehmigungsverfahren im Einzelnen**

### Antragstellung

Der schriftliche Genehmigungsantrag wird bei der Genehmigungsbehörde des Bundeslandes eingereicht, in dem sich die Anlage befindet. Dem Genehmigungsantrag sind Unterlagen beizufügen, die in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] genannt sind und deren Ausgestaltung in Richtlinien spezifiziert ist.

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, z. B. detaillierte Pläne, Zeichnungen und Beschreibungen. Auf weitere Angaben, die bei vorangehenden Genehmigungen Gegenstand der Prüfungen der Genehmigungsvoraussetzungen waren, wird Bezug genommen:

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

### Antragsprüfung

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

Die Genehmigungsbehörde des Landes beteiligt das Bundesumweltministerium im Rahmen der Bundesauftragsverwaltung. Bei der Wahrnehmung der Bundesaufsicht lässt dieses sich durch seine Beratungsgremien, die RSK und die SSK, sowie häufig durch die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beraten und fachlich unterstützen und nimmt, soweit erforderlich, gegenüber der zuständigen Landesbehörde Stellung zum Projekt.

### Öffentlichkeitsbeteiligung

Mit der Öffentlichkeitsbeteiligung sollen die Bürger Gelegenheit haben, ihre Sicherheitsinteressen selbst in das Verfahren einzubringen. Die Atomrechtliche Verfahrensverordnung [1A-10] enthält Regelungen über:

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

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

Hinsichtlich der vorzulegenden Antragsunterlagen ist es maßgeblich, ob das Verfahren mit oder ohne Öffentlichkeitsbeteiligung durchzuführen ist.

Bei einer Beteiligung der Öffentlichkeit ist ein gesonderter Sicherheitsbericht für die Information der Öffentlichkeit vorzulegen. Dieser Bericht dient im Wesentlichen dazu, die mit der Änderung verbundenen Auswirkungen, einschließlich der möglicherweise geänderten Auswirkungen von Auslegungsstörfällen zu beschreiben und die Vorsorgemaßnahmen so darzulegen, dass möglicherweise betroffene Bürger einschätzen können, ob ihre Rechte verletzt werden. Dieser Bericht ist kein „Safety Analysis Report“ zur Festlegung und Fortschreibung des Genehmigungsstatus.

Eine entsprechende 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.

### Umweltverträglichkeitsprüfung

Die Erforderlichkeit einer Umweltverträglichkeitsprüfung bei Genehmigung von Errichtung, Betrieb und Stilllegung eines Kernkraftwerkes oder bei einer wesentlichen Veränderung der Anlage oder ihres Betriebes und der Ablauf der Umweltverträglichkeitsprüfung innerhalb des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens sind im Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-12] in Verbindung mit dem Atomgesetz und der darauf beruhenden Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] geregelt. Die zuständige Behörde führt anhand der atom- und strahlenschutzrechtlichen Anforderungen eine abschließende Bewertung der Umweltauswirkungen durch, die die Grundlage der Entscheidung über die Zulässigkeit des Vorhabens im Hinblick auf eine wirksame Umweltvorsorge ist.

## Genehmigungsentscheidung

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

## **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)), d. h. der Bund kann auch hier verbindliche Weisungen zu Sach- und Rechtsfragen in jedem Einzelfall erteilen. Wie im Genehmigungsverfahren lassen sich die Länder durch unabhängige Sachverständige unterstützen. Die Entscheidungen bezüglich anstehender Aufsichtsmaßnahmen verbleiben bei der Aufsichtsbehörde.

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

Die Aufsichtsbehörde überwacht insbesondere

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

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

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



Die von der Aufsichtsbehörde zugezogenen Sachverständigen haben nach dem Atomgesetz jederzeit Zugang zur Anlage und sind berechtigt, notwendige Untersuchungen durchzuführen und Information zur Sache zu verlangen. An das Ergebnis ihrer Untersuchungen ist die Aufsichtsbehörde nicht gebunden.

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

Ergänzend zu der ständigen behördlichen Aufsicht erfolgt nach § 19a AtG die Durchführung von Sicherheitsüberprüfungen und die Vorlage der Ergebnisse zu festgelegten Terminen (→ Artikel 14 (i)).

Aufsichtliche Tätigkeiten vor Ort im normalen Leistungsbetrieb finden durchschnittlich einmal pro Woche und Anlage durch die Aufsichtsbehörde statt. Zugezogene Sachverständige zeigen eine noch höhere Präsenz. Die Einbindung der verschiedenen Leitungsebenen auf Seiten der Anlagenbetreiber ist stets gewährleistet. Zu Zeiten der Anlagenrevision mit Brennelementwechsel sowie nach besonderen Vorkommnissen findet die Aufsichtstätigkeit vor Ort gegebenenfalls auch arbeitstäglich statt.

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

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

### **Straftatbestände**

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

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

### **Ordnungswidrigkeiten**

Im Atomgesetz und den zugehörigen Verordnungen sind Ordnungswidrigkeiten geregelt, die mit Bußgeldern gegen die handelnden Personen geahndet werden.

Ordnungswidrig handelt, wer z. B.

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

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

### **Durchsetzung durch aufsichtlicher Anordnungen, insbesondere in Eilfällen**

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

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

### **Durchsetzung durch Änderung oder Widerruf der Genehmigung**

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

### **Erfahrungen**

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

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

## **Artikel 7: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

Unter Führung des BMU sind im Berichtszeitraum von externen Sachverständigen Entwürfe für „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ erarbeitet und öffentlich kommentiert worden. Zusätzlich hat der Hauptausschuss im November 2006 die Einsetzung einer Bund/Länder-Arbeitsgruppe „für Vorarbeiten für eine Rechtsverordnung oder allgemeine Verwaltungsvorschrift“ beschlossen. Die Arbeitsgruppe soll bei ihren Arbeiten das aktuelle deutsche kerntechnische Regelwerk, den Entwurf der „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“, die WENRA-Referenzniveaus und das aktuelle IAEA-Regelwerk berücksichtigen und die Sicherheitsphilosophie der deutschen Kernkraftwerke darstellen.

Im Berichtszeitraum wurde ein Entwurf für den Aktionsplan zur Umsetzung der WENRA-Referenzniveaus in das kerntechnische Regelwerk und in die Sicherheitspraxis bei den deutschen Kernkraftwerken vom BMU vorgelegt. Es wurde beschlossen die Weiterentwicklung des Aktionsplans in Abstimmung mit den Ländern vorzunehmen.

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

## **Artikel 7: Zukünftige Aktivitäten**

Das Beteiligungsverfahren zum BMU-Projekt „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ wird abgeschlossen.

Die Beratungen der Bund/Länder-Arbeitsgruppe hinsichtlich einer zukünftigen atomrechtlichen Verordnung bzw. Verwaltungsvorschrift und Einleitung der entsprechenden Folgeaktivitäten werden abgeschlossen.

Es erfolgt eine weitere Abstimmung des Aktionsplans zur Umsetzung der WENRA-Referenzniveaus in Deutschland mit den Ländern. Die entsprechenden Maßnahmen im Bereich des kerntechnischen Regelwerks werden durchgeführt und bis 2010 in den Kernkraftwerken umgesetzt.

Es erfolgt ein kontinuierlicher systematischer Austausch zur Weiterentwicklung des kerntechnischen Regelwerks in Deutschland mit Weiterentwicklung der IAEA Safety Standards.

## 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.

## 8 (1) Behörden, Gremien und Organisationen

### Zusammensetzung der staatlichen Stelle

Die Bundesrepublik Deutschland ist ein Bundesstaat. Der Vollzug der Bundesgesetze liegt grundsätzlich in der alleinigen Verantwortung der Bundesländer, soweit nichts anderes bestimmt ist. Die „staatliche Stelle“ besteht daher aus Behörden des Bundes und der Länder (→ Abbildung 8-1).

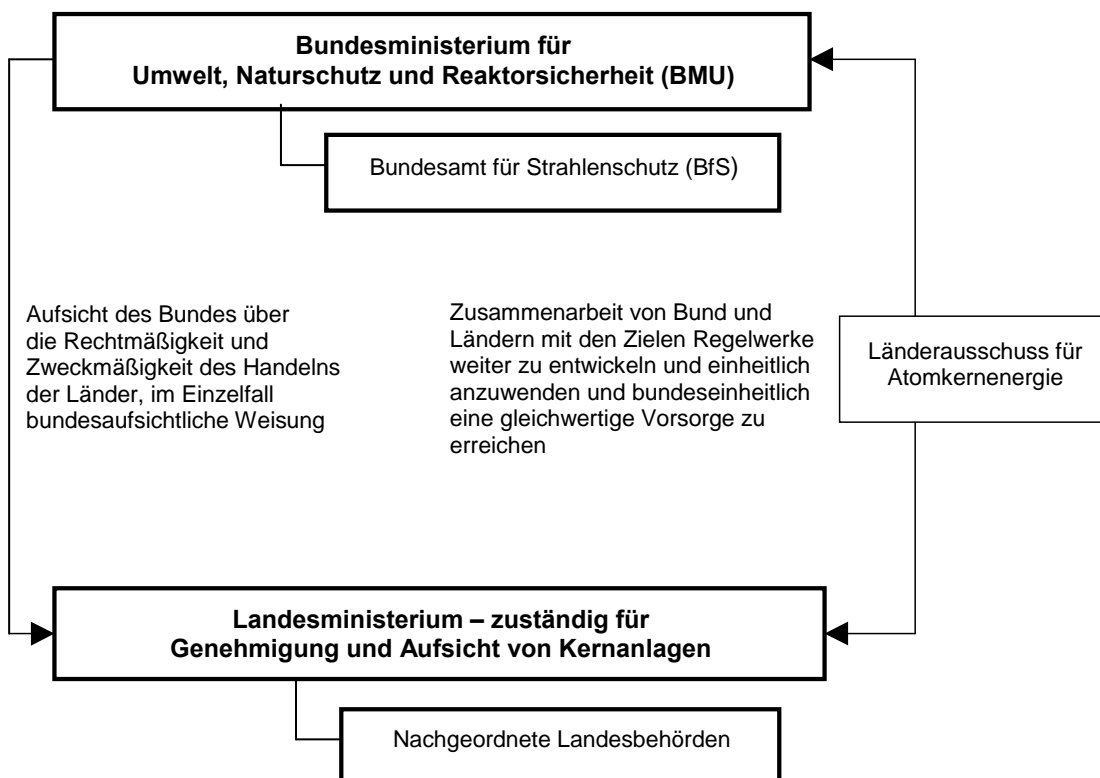


Abbildung 8-1 Organisation der staatlichen Stelle

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Die Wahrnehmung dieser Funktionen ist in Deutschland auf Behörden des Bundes und der Länder verteilt. Atomrechtliche Behörden sind in allen Ländern vorhanden. Die Tabelle 8-1 führt die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder auf, in denen Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens liegen.

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

Im Berichtszeitraum sind die Beratungen über eine mögliche Reform der Atomverwaltung in Deutschland fortgesetzt worden. Es gibt keine Pläne der gegenwärtigen Bundesregierung, die Grundstruktur der Atomverwaltung in Deutschland, also die Aufgabenverteilung zwischen Bund und Ländern, zu verändern. Die Effektivität der staatlichen Stelle in Deutschland soll aber weiterentwickelt und optimiert werden. Die für 2008 vorgesehene IRRS-Mission soll einen Beitrag zu dieser Optimierung leisten.

### Nachgeordnete Behörde des Bundes - Bundesamt für Strahlenschutz

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

**Tabelle 8-2 Zuordnung der regulatorischen Funktionen auf die atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern**

Regulatorische Funktion	Aufgaben und Zuständigkeiten der staatliche Stelle	
	Behörde des Bundes	Behörden der Länder
<b>Hauptfunktionen</b>		
Schaffung innerstaatlicher Sicherheitsvorschriften und -regelungen [Art. 7 (2i)]	Weiterentwicklung der gesetzlichen Regeln (Beschluss durch Bundestag bei förmlichem Gesetz, Bundesregierung mit Zustimmung des Bundesrats bei Verordnung) und des kerntechnischen Regelwerks	Mitwirkung aufgrund von Erkenntnissen und Erfordernissen des Vollzugs; ergänzende landeseigene Verfahrensregeln
Genehmigungssystem für Kernanlagen [Art. 7 (2ii)]	Recht- und Zweckmäßigkeitssaufsicht* Prüfung von Erkenntnissen hinsichtlich Relevanz für bundeseinheitliche Vorgaben	Prüfung von Anträgen und Anzeigen gemäß § 7 AtG, Erteilung von Genehmigungen und Zustimmungen
System für behördliche Prüfung und Beurteilung von Kernanlagen [Art. 7 (2iii)]	Recht- und Zweckmäßigkeitssaufsicht Prüfung von Erkenntnissen hinsichtlich Relevanz für bundeseinheitliche Vorgaben	Kontrollen und Inspektionen in den Kernanlagen, Prüfung und Bewertung hinsichtlich Relevanz für die Sicherheit der Anlage sowie für Schutz- und Vorsorgemaßnahmen
Durchsetzung der einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen [Art. 7 (2iv)]	Recht- und Zweckmäßigkeitssaufsicht Prüfung von Erkenntnissen Relevanz für bundeseinheitliche Vorgaben	Ergreifen von erforderlichen Maßnahmen zur Abwehr von Gefahren und zu erforderlichen Verbesserungen der Sicherheit sowie von Schutz- und Vorsorgemaßnahmen
<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

grau      verfahrensführend, verantwortliche Wahrnehmung  
hellgrau    Aufgabe mit getrennten Zuständigkeiten, aber gemeinschaftlichen Zielen  
weiß      „Föderalismusfunktion“ Bundesaufsicht oder Mitwirkung (z.B. im LAA, durch Bereitstellung von Informationen)

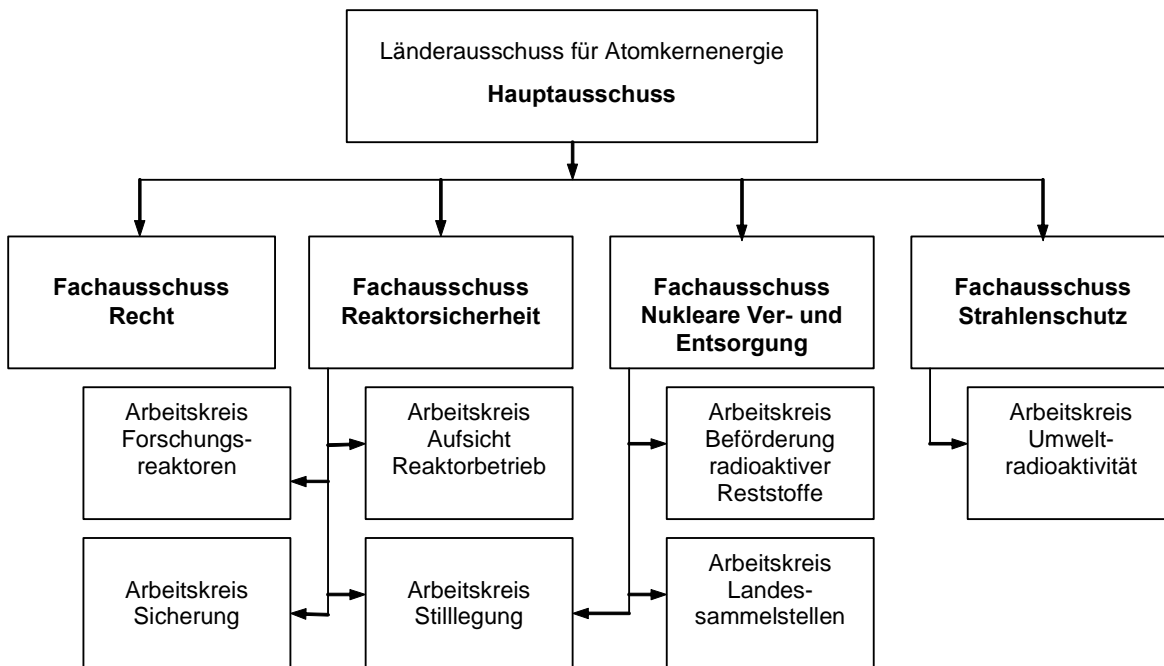
\* Das bedeutet auch, dass der Bund die Entscheidung in der Sache und die damit verbundenen Überprüfungen im Detail an sich ziehen kann.

Nachgeordnete Behörden in den Ländern

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

**Zusammenarbeit der Behörden der staatlichen Stelle - Länderausschuss für Atomkernenergie**

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



**Abbildung 8-2 Länderausschuss für Atomkernenergie**

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



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

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

### Organisation und personelle Ausstattung der atomrechtlichen Behörden von Bund und Ländern

#### Atomrechtliche Behörde des Bundes

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

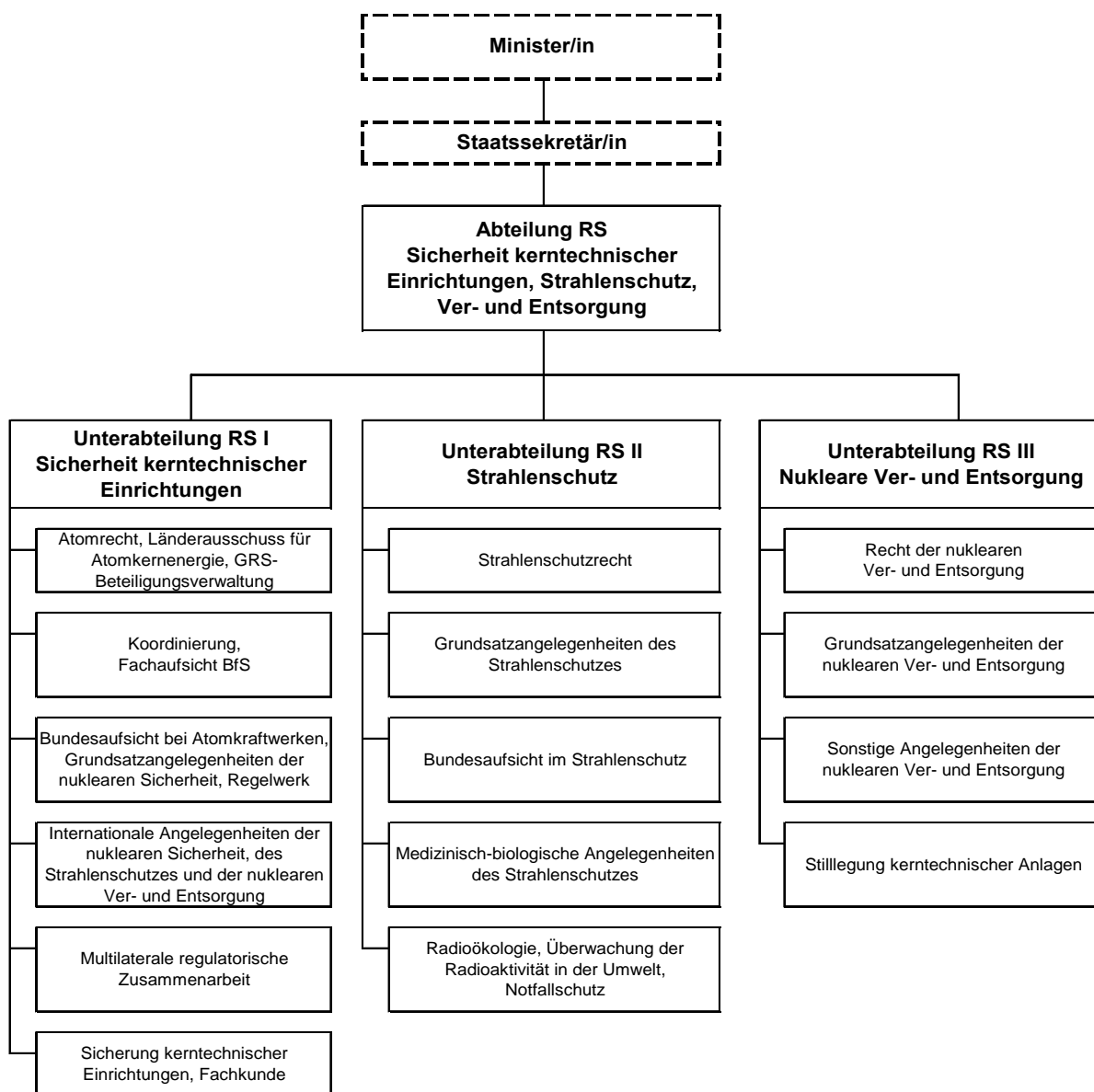
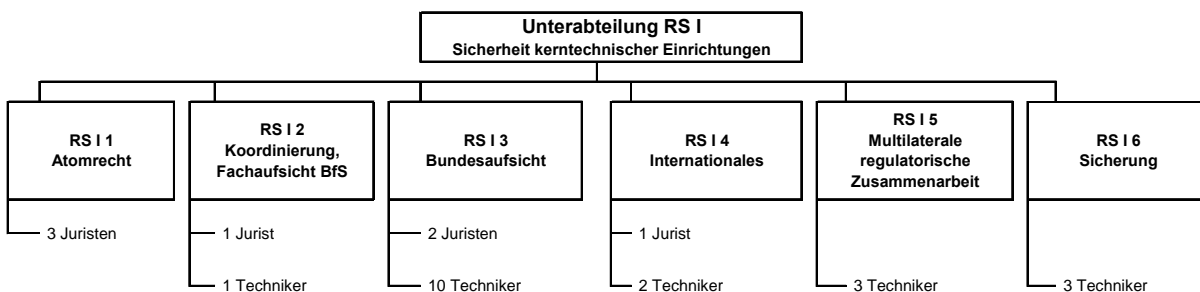


Abbildung 8-3 Organisation der Abteilung Reaktorsicherheit und Strahlenschutz

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

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

Die Zuständigkeit für die Erfüllung der Verpflichtungen aus dem Übereinkommen liegt im BMU vorrangig bei der Unterabteilung RS I. Die personelle Ausstattung der Unterabteilung RS I mit festangestellten *Juristen* (einschließlich Mitarbeitern anderer nichttechnischer Fachrichtungen wie Verwaltungs- oder Wirtschaftswissenschaften) und mit wissenschaftlich-technischen Fachbeamten oder Angestellten des höheren und des gehobenen Dienstes kurz *Techniker* stellt sich Mitte 2007 wie folgt dar (→ Abbildung 8-4):



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

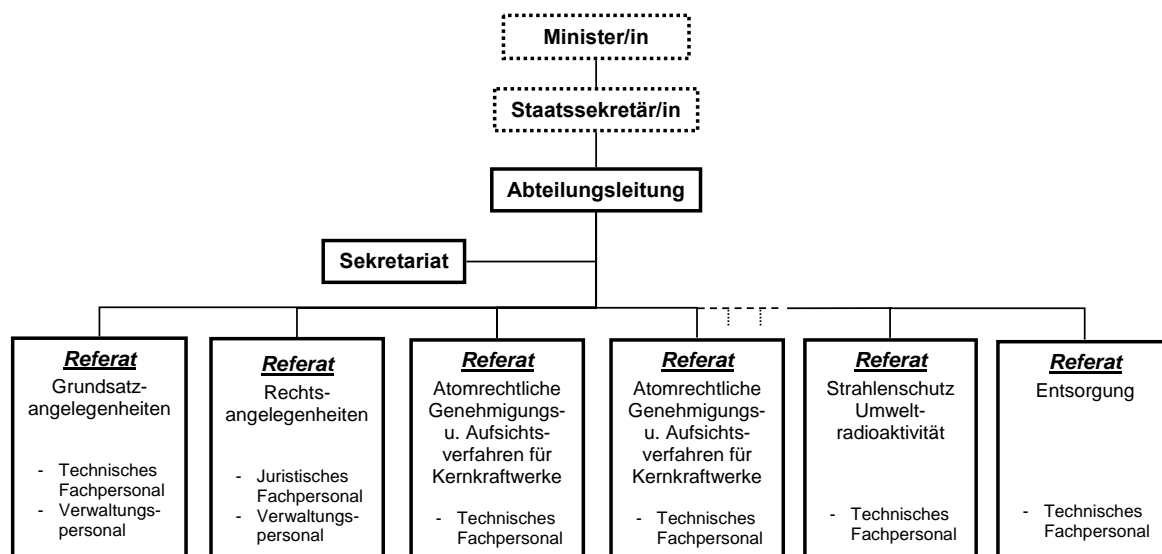
Im Bereich Strahlenschutz/Notfallschutz sind, soweit Gegenstand dieses Übereinkommens, in der Unterabteilung RS II insgesamt 10 wissenschaftlich-technische Mitarbeiter tätig.

Um eine Trendwende bei der Ausstattung mit kompetentem Personal zu erreichen sind Stellenanforderungen in die Verhandlungen zum Bundeshaushalt für das Jahr 2008 eingebracht worden. Hinsichtlich der personellen Ausstattung der atomrechtlichen Behörde des Bundes ist zu berücksichtigen, dass sie die wissenschaftlich-technische Unterstützung durch das BfS, die GRS als Sachverständigenorganisation des Bundes wie auch anderer Sachverständiger hinzuzieht. Für Aufträge an Sachverständige werden finanzielle Mittel im Rahmen des Bundeshaushalts in Höhe von etwa 22 Millionen € jährlich zur Verfügung gestellt (siehe 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 (Ministerien). Die Zuweisung der Zuständigkeit auf die Ministerien erfolgt durch eine Verordnung oder durch eine andere organisatorische Verfügung der Landesregierung. Die Tabelle 8-1 zeigt die für die Kernanlagen im Sinne des Übereinkommens zuständigen Ministerien. Innerhalb der Ministerien werden die Aufgaben der atomrechtlichen Behörde in der Regel durch Abteilungen wahrgenommen. Der Aufbau der jeweiligen Abteilungen richtet sich nach Art und Umfang der kerntechnischen Tätigkeiten und Anlagen in dem jeweiligen Land. Diese Abteilungen untergliedern sich in Arbeitseinheiten (Referate) für die Durchführung der Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für die kerntechnischen Anlagen und werden durch zusätzliche Referate für Strah-

lenschutz und Umweltradioaktivität, Entsorgung, Grundsatzangelegenheiten und Rechtsangelegenheiten unterstützt. In einigen Ländern sind neben Kernkraftwerken weitere kerntechnische Einrichtungen des Brennstoffkreislaufes zu überwachen, die nicht zu dem vom Übereinkommen erfassten Bereich gehören. Die Abteilung zur Überwachung der Kernenergie wird in der Regel durch eine weitere Organisationseinheit des Ministeriums, häufig eine Abteilung für zentrale Aufgaben (z. B. Personal- und Haushaltsangelegenheiten, Infrastrukturaufgaben und allgemeine Dienste) unterstützt. Zur Veranschaulichung wird mit Abbildung 8-5 ein prinzipielles Organigramm einer Abteilung zur Überwachung der Kernenergie eines Landes wiedergegeben.



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

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

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

Hinsichtlich der personellen Ausstattung der atomrechtlichen Behörden der Länder ist zu berücksichtigen, dass nach § 20 AtG im atomrechtlichen Verwaltungsverfahren Sachverständige zugezogen werden können. Von dieser Möglichkeit machen die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder wegen des großen Umfangs der Prüfungen

und der dabei benötigten weiten Bandbreite verschiedener technisch-wissenschaftlicher Disziplinen sowie der dazu auch erforderlichen speziellen technischen Ausstattungen und Computeranlagen regelmäßig umfangreich Gebrauch. Für die Durchführung der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren ergibt sich ein Personaleinsatz von etwa 30 - 40 Personenjahren für ein Kernkraftwerk pro Jahr. Dabei ist der Aufwand der Behörde und der zugezogenen Sachverständigen berücksichtigt. Der Aufwand an wissenschaftlich-technischer Kompetenz wird weit überwiegend von Sachverständigen erbracht.

### **Kompetenz der Mitarbeiter der „staatlichen Stelle“**

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

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

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

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

Ein Personalentwicklungskonzept zur Sicherung der Personalausstattung konnte wegen der haushaltsmäßigen Randbedingungen nicht erstellt werden. Im Bereich der Bundesaufsicht konnte allerdings insbesondere durch Einstellung von Nachwuchskräften eine Stärkung der Kompetenz erreicht werden. Erfahrungsverlust konnte durch Dokumentation des Wissens und Befragungen weitgehend ausgeglichen, das Engagement der jüngeren Nachwuchskräfte erfolgreich eingesetzt werden. Als ersten Schritt zur Verbesserung der personellen Ausstattung hat das BMU für den Haushalt 2008 sieben neue Stellen für die Reaktorsicherheit beantragt.

Die Suche nach geeigneten Mitarbeitern erfolgt vor allem über Inserate in Zeitungen/Fachzeitschriften und verwaltungsinterne Ausschreibungen. Anstellungsvoraussetzung für technische Fachkräfte ist ein abgeschlossenes Hochschulstudium in der erforderlichen Fachrichtung. Die Kenntnisse für die speziellen Aufgaben der Bundesaufsicht (kerntechnisches Fachwissen, Verwaltungswissen, etc.) werden in einer Einführungsphase durch Kurse sowie On-the-Job vermittelt. Die fachliche Aus- und Weiterbildung neu eingestellter Mitarbeiter erfolgt im Wesentlichen durch Veranstaltungen und Mentoring bei der Sachverständigenorga-

nisation GRS sowie durch Teilnahme an externen Veranstaltungen, wie Fachseminaren und Simulatorschulungen.

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

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

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

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

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

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

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

#### Informations- und Wissensmanagementsystem

Um einen Teil des Erfahrungswissens zu erhalten und für zukünftige Mitarbeiter bereitzustellen wird beim BMU in enger Zusammenarbeit mit der GRS ein Informationsmanagementsystem aufgebaut. Dazu werden Sammlungen von Unterlagen und wichtigen Fachinfor-

mationen für atomrechtliche Behörden und Sachverständigenorganisationen gesichtet und elektronisch strukturiert zugänglich gemacht. Mitarbeiter sollen unter Verzicht herkömmlicher Ablagen und langwieriger Recherchen auf ihrem Arbeitsplatz-PC zu den für ihre Arbeit wichtigen Informationen unmittelbaren Zugang haben.

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

### **Finanzielle Ressourcen der „staatlichen Stelle“**

Die den Behörden zur Verfügung stehenden Mittel für eigenes Personal und für die Zuziehung von Sachverständigen werden vom Bundestag und den Landesparlamenten im jeweiligen Haushaltsplan festgesetzt. Die projektspezifischen Kosten für Genehmigung und Aufsicht werden den Antragstellern und Genehmigungsinhabern durch die Länder in Rechnung gestellt. Eine Refinanzierung der Tätigkeiten der atomrechtlichen Behörde des Bundes gibt es nicht.

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 € und 500 000 €. Die Kosten für die Aufsicht werden nach dem entstandenen Aufwand für einzelne Tätigkeiten abgerechnet und betragen zwischen 25 € und 250 000 €. Die Vergütungen für die zugezogenen Sachverständigen werden als Auslagen ebenfalls durch den Antragsteller oder Genehmigungsinhaber erstattet.

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

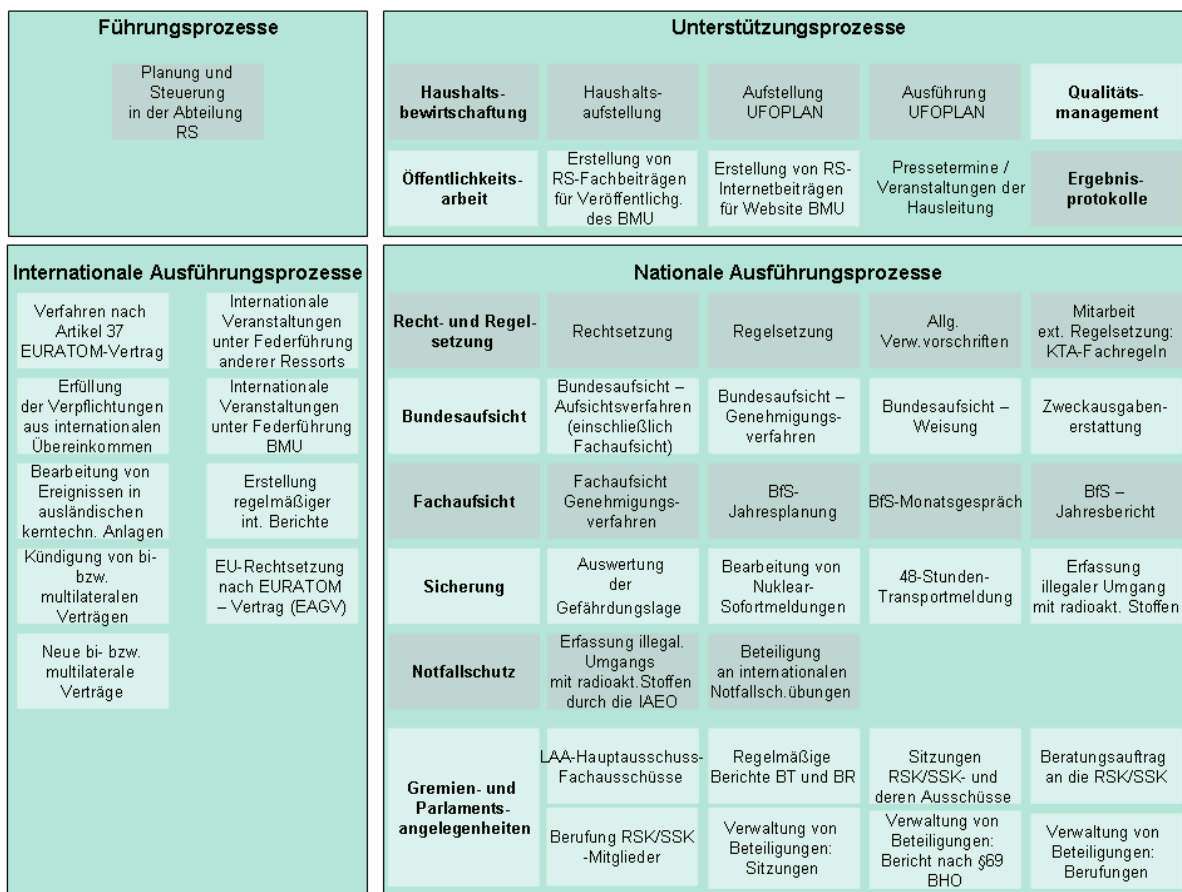
Zusätzlich werden mit jährlich ca. 9 Millionen € Untersuchungen im Bereich Strahlenschutz finanziert.

### **Managementsysteme der „staatlichen Stelle“**

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

In Ergänzung dazu ist für die Abteilung RS des BMU ein eigenes prozessorientiertes Qualitätsmanagementsystem eingeführt worden.

Über einen Zeitraum von etwa zwei Jahren wurden alle relevanten Prozesse zunächst im Wege einer Ist-Analyse ermittelt und die Prozessabläufe dargelegt. In einem nächsten Schritt wurden diese Prozesse zu Prozessgruppen zusammengefasst und in Zusammenarbeit aller am Prozess Beteiligter optimiert. Die Beschreibungen der Prozessabläufe stehen seit August 2005 in einem elektronischen Handbuch allen Angehörigen der Abteilung RS zur Verfügung (Übersicht des Prozessmodells → Abbildung 8-6) und werden kontinuierlich weiterentwickelt.



**Abbildung 8-6 Prozessmodell der Abteilung Reaktorsicherheit**

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.

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

- mit Erarbeitung der Strategischen Ziele der Abteilung RS die Festlegung der politischen Schwerpunkte des BMU vorbereitet wird,

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

### Entwicklung von Managementsystemen bei Landesbehörden

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

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

### **Unterstützung durch Bundesamt für Strahlenschutz, Beratungskommissionen und Sachverständige**

#### Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)

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

Art und Umfang der Unterstützung wird jährlich zwischen BMU und BfS im Rahmen der Jahresplanung abgestimmt. Mit der Jahresplanung wird ein Produktkatalog einschließlich des vorgesehenen Arbeitsaufwands festgelegt, und die Bearbeitung der Produkte wird den jeweiligen Arbeitseinheiten zugewiesen. Bei Themen, die das Übereinkommen über nukleare Sicherheit betreffen, betrifft dies in erster Linie den Fachbereich SK „Sicherheit in der Kerntechnik“:

- Dokumentation des Genehmigungsstatus und der Reststrommengen von Kernkraftwerken,
- Dokumentation und Erstbewertung von meldepflichtigen Ereignissen,
- Methoden und Status der Sicherheitsüberprüfungen,
- Ausgewählte Sicherheitsfragen,
- Internationale Zusammenarbeit,
- Nationales und internationales Regelwerk,
- Führung eines Registers über die berufliche Strahlenexposition und
- Betreuung und Verwaltung regulatorischer Untersuchungsvorhaben.



Im Berichtszeitraum hat das BfS durch die restriktiven Vorgaben des Haushaltsgesetzgebers auch im Fachbereich SK an Personal und an fachlicher Kompetenz verloren. Mehrere Fachthemen können nicht mehr umfassend bearbeitet werden.

Gutachten zur Modernisierung des BfS liegen vor und werden beraten.

### Reaktor-Sicherheitskommission, Strahlenschutzkommission

Das Bundesumweltministerium wird regelmäßig von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission (SSK) beraten. Die Reaktor-Sicherheitskommission wurde 1958 gebildet, die Strahlenschutzkommission 1974. In den Kommissionen müssen Unabhängigkeit, Qualifikation und Widerspiegelung des technisch-wissenschaftlichen Meinungsspektrums gewährleistet sein. Die Mitglieder sind durch Satzungen zur neutralen und wissenschaftlich nachvollziehbaren Meinungsäußerung verpflichtet. Derzeit bestehen die Kommissionen aus 14 bzw. 17 Mitgliedern verschiedener Fachrichtungen. Die Mitglieder werden vom BMU berufen. Der Schwerpunkt ihrer Tätigkeit liegt vor allem in der Beratung von Fragen grundlegender Bedeutung sowie in der Initiierung weiterführender sicherheitstechnischer Entwicklungen. Die Beratungsergebnisse der Kommissionen werden in allgemeinen Empfehlungen und einzelfallbezogenen Stellungnahmen gefasst und veröffentlicht ([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 Sachverständigenpotential von etwa 1000 Sachverständigen verschiedenster Disziplinen aufgebaut. Hinzu kommt die Erfahrung aus ihrer Tätigkeit im konventionellen nicht nuklearen technischen Bereich. Sie besitzen bis auf wenige Ausnahmen auf allen einschlägigen Fachgebieten die notwendigen Kenntnisse und stellen diese durch geeignete Maßnahmen zum Kompetenzerwerb und –erhalt sowie durch einen breit angelegten Erfahrungsaustausch im Verband aller Technischen Überwachungs-Vereine nachhaltig sicher.

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

Bei ihrer Genehmigungs- und Aufsichtstätigkeit können die Landesministerien Gutachterorganisationen oder Einzelsachverständige zuziehen. Sie werden in nahezu allen fachlichen Fragestellungen zur Beurteilung der Sicherheit der Anlagen und ihres Betriebes beauftragt. Insbesondere sind sie beteiligt bei allen Genehmigungsverfahren sowie in den aufsichtlichen Verfahren, wie z. B. bei der Betriebsauswertung, bei meldepflichtigen Ereignissen, bei wiederkehrenden Prüfungen und bei Anträgen zu kleineren Veränderungen.

In § 20 AtG sind die bei der Beauftragung von Sachverständigen zu berücksichtigenden Gesichtspunkte genannt:

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

Weitere Konkretisierungen der Anforderungen sind in den Richtlinien [3-8] und [3-34] enthalten.

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. Die Behörden sind in ihren Entscheidungen nicht an die Beurteilung der Sachverständigen gebunden. Für seine bundesaufsichtlichen Aktivitäten zieht das Bundesumweltministerium bei Bedarf in gleicher Weise Sachverständige aus dem In- und Ausland zu. Die Leistungen der Sachverständigen werden von den Betreibern finanziert, zur Verwaltungsvereinfachung zum Teil auch unmittelbar.

#### Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit

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

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

Im Berichtszeitraum hat die IAEA im April 2006 und März 2007 zwei Informationsworkshops in Deutschland zu Art, Vorgehen, Inhalt und Umfang einer IRRS Mission durchgeführt.

Beschlossen ist jetzt, dass die IRRS für das BMU und die atomrechtliche Behörde des Landes Baden-Württemberg in der ersten Hälfte des Jahres 2008 durchgeführt werden soll.

Das BMU führt derzeit die Selbstbewertung gegenüber dem modularisierten IRRS-Fragenkatalog durch.

Für die atomrechtliche Behörde des Landes Baden-Württemberg sind bereits mehrere Überprüfungen im nationalen Kontext durchgeführt worden.

## **8 (2) Aufgabentrennung bei Überwachung und Nutzung der Kernenergie**

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

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

### **Anforderungen des Übereinkommens**

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

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

Die angesprochene Tätigkeit der Genehmigung und Aufsicht durch staatliche Stellen nimmt notwendig hoheitliche Befugnisse gegenüber den Betreibern in Anspruch. In einem demokratischen Rechtsstaat wie der Bundesrepublik Deutschland, bedarf die Ausübung staatlicher Gewalt der Legitimation durch den Souverän, d. h. das Volk. Entsprechend den aus Artikel 20 (2) des Grundgesetzes [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 daran gebunden (→ Artikel 20 (3) des Grundgesetzes [1A-1]), nach Recht und Gesetz zu handeln. Dabei steht die Verpflichtung aus dem Atomgesetz im Vordergrund, die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage auf Grundlage des Standes von Wissenschaft und Technik im kerntechnischen Bereich zu gewährleisten. Der früher in § 1 AtG genannte Zweck der Förderung der friedlichen Nutzung der Kernenergie ist zudem durch die Novellierung des Gesetzes weggefallen.

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

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

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

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

Auch andere Stellen der Bundesregierung fördern die Kernenergienutzung nicht. Die Politik der Bundesregierung ist vielmehr darauf gerichtet, die Kernenergienutzung geordnet zu beenden. Auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung wurden daher Untersuchungen zu neuen Reaktorlinien beendet.

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

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

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

## **Artikel 8: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

Im Berichtszeitraum sind die Beratungen über eine mögliche Reform der Atomverwaltung in Deutschland fortgesetzt worden. Es gibt keine Pläne, die Grundstruktur der Atomverwaltung in Deutschland, d. h. die Aufgabenverteilung zwischen Bund und Ländern, zu verändern.

Die Personalsituation bei der staatlichen Stelle ist weiterhin verbesserungswürdig. Dies gilt in besonderem Maße für das Bundesamt für Strahlenschutz.

In einigen atomrechtlichen Behörden ist es gelungen, Personalausstattung und Kompetenz aufrecht zu erhalten. Der Verlust der Kompetenz langjährig erfahrener Fachkräfte durch deren altersbedingtes Ausscheiden ist aber fortgeschritten. Insbesondere beim Bund konnte dieser Verlust nicht kompensiert werden, da gleichzeitig Stellenkürzungen zugenommen haben.

Die staatliche Stelle ist weiterhin und zum Teil verstärkt auf die Unterstützung durch technische Sachverständigenorganisationen wie der GRS oder der TÜVe angewiesen. Die Sachverständigenorganisationen haben Programme aufgestellt, mit denen die von ihnen benötigte Personalausstattung und Kompetenz auf längere Sicht gesichert ist.

## **Artikel 8: Zukünftige Aktivitäten**

Die Effektivität der staatlichen Stelle in Deutschland soll auf der Grundlage der bestehenden Zuständigkeiten von Bund und Ländern weiterentwickelt und optimiert werden. Die Personalsituation soll verbessert werden. Die zuständigen Behörden des Bundes und der Länder arbeiten hierbei zusammen.

Für das Jahr 2008 ist eine IRRS-Mission vorgesehen, die beim Bund sowie beim zuständigen Ministerium in Baden-Württemberg Überprüfungen vornehmen wird.

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

## 9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers

### ARTICLE 9 RESPONSIBILITY OF THE LICENCE HOLDER Artikel 9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers

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.

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.

### Regulatorische Anforderungen

Das Prinzip der Verantwortung liegt den Regelungen des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] zu Genehmigung und Aufsicht 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 weiterhin ständig nachzukommen. Dies wird von den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden überprüft und sichergestellt, denen die Mittel der §§ 17 und 19 AtG zu Gebote stehen (→ Artikel 7 (2iv) und (2iii)).

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

Das kerntechnische Regelwerk stellt grundlegende Anforderungen an die personelle und organisatorische Wahrnehmung der Sicherheitsverantwortung. Der Genehmigungsinhaber ist gemäß der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) [1A-8] „Strahlenschutzverantwortlicher“ (§ 31 StrlSchV). Bei Kapitalgesellschaften werden die Aufgaben des Strahlenschutzverantwortlichen von einer zur Vertretung der Betreibergesellschaft berechtigten Person wahrgenommen. Der Strahlenschutzverantwortliche hat nach § 33 StrlSchV die Pflicht, Schutzmaßnahmen unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik zum Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung zu treffen. Zu dieser Verantwortung gehören u. a. die Bereitstellung geeigneter Anlagen und Ausrüstungen sowie die geeignete Regelung des Betriebsablaufs mit ausreichendem und geeignetem Personal.

Zusätzlich sind Beauftragte für besondere Aufgaben zu benennen: der Strahlenschutzbeauftragte gemäß Strahlenschutzverordnung und kerntechnische Sicherheitsbeauftragte gemäß der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17], deren Rechte und Pflichten in den genannten Verordnungen rechtlich verbindlich geregelt sind.

Die Verantwortlichkeiten des verantwortlichen Personals und des sonst tätigen Personals sind in den Fachkunderichtlinien [3-2] und [3-27] geregelt.

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

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

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

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

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

### **Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung)**

Die Genehmigungsinhaber deutscher Kernkraftwerke kommen ihrer Verantwortung für die Sicherheit der Kernkraftwerke durch eine Vielzahl von Maßnahmen nach, von denen hier einige wichtige genannt werden.

#### Unternehmensgrundsätze

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

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

Eine deutsche Besonderheit ist die Zusammenarbeit der Betreiber in der VGB PowerTech e. V. (VGB), unter deren Dach Forschungs- und Entwicklungsarbeiten gemeinsam vorangetrieben werden. Auch die Entwicklung von Konzepten, Aktivitäten zur Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie der betreiberübergreifende Erfahrungsaustausch werden 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 Sicherheitsmanagements" sowie die gemeinsam beauftragte Entwicklung eines Systems zur ganzheitlichen Ereignisanalyse unter Berücksichtigung menschlicher Fehlhandlungen und organisatori-

scher Optimierungsmöglichkeiten.

### Nationale und internationale Reviews

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

Daneben werden in WANO-Peer-Reviews (Betreiberinitiative) die sicherheitsrelevanten Prozesse von internationalen Experten untersucht (→ Artikel 14 (ii)).

Insgesamt wurde in den Reviews eine Vielzahl von Empfehlungen erarbeitet, die zu Optimierungen in der Anlage 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 den WANO-Peer-Reviews eingesetzt werden.

### Instanzen zur Überwachung der Sicherheit in den Kernkraftwerken

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

Darüber hinaus wachen verschiedene, gesetzlich vorgeschriebene, von der Unternehmenshierarchie unabhängige organisatorische Instanzen unternehmensintern über den sicheren Betrieb der deutschen Kernkraftwerke.

Zur Gewährleistung des Strahlenschutzes bei der Tätigkeit sind gemäß der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) [1A-8] in allen deutschen Kernkraftwerken für die Leitung oder Beaufsichtigung dieser Tätigkeit Strahlenschutzbeauftragte schriftlich bestellt. Die Bestellung erfolgt durch den Strahlenschutzverantwortlichen. Strahlenschutzverantwortlich ist, je nach organisatorischer Eingliederung des betreffenden Kernkraftwerkes in die Unternehmen oder Gesellschaften, das Unternehmen bzw. die Gesellschaft selbst. Ein Vorstandsmitglied oder der Geschäftsführer der Gesellschaft nimmt die Aufgaben des Strahlenschutzverantwortlichen wahr. Er legt geeignete Regelungen für den Betriebsablauf fest, stellt ausreichendes und geeignetes Personal zur Verfügung und sorgt gemeinsam mit den Strahlenschutzbeauftragten dafür, dass die Schutz- und Überwachungsvorschriften der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden. Kann sich der Strahlenschutzbeauftragte über eine von ihm vorgeschlagene Behebung von aufgetretenen Mängeln mit dem Strahlenschutzverantwortlichen nicht einigen, so hat der Strahlenschutzverantwortliche dem Strahlenschutzbeauftragten die Ablehnung seines Vorschlages schriftlich mitzuteilen und zu begründen. Eine Abschrift dieser schriftlichen Mitteilung ist u. a. der zuständigen Behörde zu übersenden.

In jedem Kernkraftwerk ist ein kerntechnischer Sicherheitsbeauftragter gemäß der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] bestellt. Der kerntechnische



nische Sicherheitsbeauftragte sorgt u. a. für die Auswertung von internen und externen meldepflichtigen Ereignissen sowie sonstigen Störungen in der Anlage. Dabei werden Informationen über meldepflichtige Ereignisse in anderen Anlagen mit Blick auf die Bedeutung für die eigene Anlage ausgewertet. Abhilfe- und Verbesserungsmaßnahmen werden unter Mitwirkung des kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten ausgearbeitet und Meldungen von meldepflichtigen Ereignissen auf Richtigkeit und Vollständigkeit geprüft. Zur Wahrnehmung seiner Aufgaben stehen ihm diverse Organisationseinheiten (z. B. Technik) zur Verfügung. Der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte hat Vortragsrecht bei der Geschäftsleitung, wenn er sich nicht mit dem Leiter der Anlage einigen konnte und wegen der besonderen Bedeutung der Sache dies für notwendig hält.

### Vorgehen der Betreiber bei Zweifeln an der Störfallbeherrschung

Die deutschen Kernkraftwerksbetreiber haben ein gemeinsames Verständnis zum Umgang mit solchen Informationen und Erkenntnissen entwickelt, die zu Zweifeln an der Beherrschung eines Auslegungsstörfalls führen. Unter „Informationen“ verstehen sie Daten, Fakten oder Bewertungen Dritter, die für DWR-/SWR-Anlagen deutscher Genehmigungsinhaber relevant sein könnten. Aus einer Information wird dann eine „Erkenntnis“, wenn nach Aufbereitung der Information ein durch eigene Bewertung gewonnenes eigenes Wissen des Genehmigungsinhabers entstanden ist.

Folgendes Vorgehen wird praktiziert: Führt die eigene ingenieurmäßige Bewertung von Informationen unter Berücksichtigung der Betriebserfahrung und des bekannten Anlagenverhaltens zu der Erkenntnis, dass die Beherrschung eines Auslegungsstörfalls in Frage gestellt ist, wird der Genehmigungsinhaber kurzfristig

- ein Arbeitsprogramm zur weiteren Klärung der Fragestellung und erforderlichenfalls zur Schaffung von Abhilfemaßnahmen veranlassen und
- die Aufsichtsbehörde hierüber informieren.

Gleichzeitig entscheidet der Genehmigungsinhaber darüber, ob die Anlage abgefahren werden soll.

### **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. Eine wesentliche Änderung der PBO bedarf der Zustimmung oder Genehmigung durch die Aufsichts- bzw. Genehmigungsbehörde.

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

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

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

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

Die deutschen Kernkraftwerksbetreiber haben dargelegt, wie sie auf neue Erkenntnisse oder Informationen reagieren wollen, die zu Zweifeln an der Beherrschung von Auslegungsfällen führen oder führen können. Die dargelegten Kriterien sind aus Sicht des Bundesumweltministeriums zukünftig noch weiter zu konkretisieren.

## **Artikel 9: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

Im Nachgang zum Ereignis im schwedischen Reaktor Forsmark Block I im Juli 2006 erfolgten zwischen dem BMU und Vertretern der Betreiber der deutschen Kernkraftwerke Gespräche über die Einführung eines betreibereigenen Meldesystems bei internationalen Vorkommnissen in kerntechnischen Anlagen mit sicherheitstechnischer Relevanz für bestehende deutsche Anlagen.

Dabei wurde ein Konzept vorgestellt, welches vorsieht, dass

- die Betreiber mit Kraftwerksaktivitäten auf internationaler Konzernebene den internen Informationsfluss über Vorkommnisse mit sicherheitstechnischer Bedeutung beschleunigen. Für deutsche Anlagen potenziell relevante Informationen sollen unmittelbar den anderen deutschen Betreibern zur Verfügung gestellt.
- mit Hilfe des internationalen Meldesystems NEWS der IAEA eigeninitiativ alle Kernkraftwerke über sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse innerhalb von 48 Stunden informiert werden, ohne eine Bewertung durch die staatliche Aufsicht abzuwarten. Die Information soll zusätzlich mit einem qualifizierten Bericht versehen sein, auf dessen Grundlage eine vertiefte anlagenspezifische Übertragbarkeitsprüfung erfolgen kann oder, wenn notwendig, erste Maßnahmen eingeleitet und durchgeführt werden.

Zentrale Bewertungs- und Weiterleitungsstelle dieses neuen internationalen betreibereigenen Informationssystems soll die Herstellerfirma AREVA sein.

Nach vorläufiger Bewertung des BMU stellen diese neuen betreibereigenen Meldestrukturen einen qualitativen Fortschritt dar, der die Reaktion der Betreiber auf sicherheitstechnisch bedeutende Ereignisse erheblich verbessern kann. Eine endgültige Bewertung des vorgestellten Systems durch das BMU steht noch aus.

Im Berichtszeitraum sind Unternehmens- und Managementgrundsätze weiterentwickelt worden. Die beim VGB betreiberübergreifend erarbeiteten Konzepte zur Sicherheitskultur und ihrer Bewertung und Trendverfolgung sowie zur Optimierung des Sicherheitsmanagements sind in den einzelnen Kernkraftwerken weiter umgesetzt worden.

Die Betreiber haben konzeptionelle Überlegungen mitgeteilt, wie sie bei Zweifeln an der Beherrschung eines Auslegungsstörfalls reagieren wollen.

## **Artikel 9: Zukünftige Aktivitäten**

Die Betreiber haben mitgeteilt, dass sie ihre Erfahrungen mit dem weiterentwickelten Vorgehen bei Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagement aufarbeiten und bewerten und zweckmäßige Verbesserungen vornehmen werden.

Das BMU und die Betreiber sind übereingekommen, dass die Betreiber eine Bestandsaufnahme der Einführung des selbst lernenden Sicherheitsmanagementsystems durchführen, notwendige Ergänzungen und ggf. weitere Verbesserungsmöglichkeiten innerhalb eines Jahres erarbeiten und realisieren.

## 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.

## Regulatorische Vorgaben

Der Schutz von Bevölkerung und Sachgütern vor den Gefahren der Kernenergie und ionisierender Strahlung und damit die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit ist der zentrale Zweck des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] und wird in dessen § 1 Nr. 2 statuiert. Diesem übergeordneten Zweck 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 u. a. Pflicht des Strahlenschutzverantwortlichen und des Strahlenschutzbeauftragten, für den Schutz von Bevölkerung und Umwelt bei Strahlenexpositionen und für den Schutz vor sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignissen zu sorgen.

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

Mit der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Elektrizitätsversorgungsunternehmen vom 11. Juni 2001 haben 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 sicherheitstechnischen Nachrüstungen führen dürfen und
- die sicherheitstechnische Kompetenz so lange erhalten bleiben muss, wie dies für den sicheren Betrieb während der Restlaufzeit erforderlich ist.

Das BMU veröffentlichte 2004 die „Grundlagen für Sicherheitsmanagementsysteme“ [3-81] mit Anforderungen an ein prozessorientiertes Managementsystem. Darin stellt das BMU fest, dass die Sicherheit als Bestandteil der Sicherheitspolitik des Betreibers Vorrang vor anderen Unternehmenszielen haben soll.

## Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung)

### 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 in den letzten Jahren Maßnahmen zur Weiterentwicklung des sicherheitsgerichteten Verhaltens des Personals, Stichwort "Sicherheitskultur", und zum weiteren Ausbau des Sicherheitsmanagementsystems ergriffen.

### Sicherheitskultur

Die deutschen Betreiber haben 1999 den VGB-Leitfaden "Sicherheitskultur in deutschen Kernkraftwerken" veröffentlicht. In dieser Veröffentlichung haben die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke dokumentiert, wie sie Sicherheitskultur interpretieren, praktizieren und an welchen Merkmalen die Sicherheitskultur bewertet werden kann. Damit liegt eine geschlossene Darstellung des Verständnisses der deutschen Kernkraftwerke zum Thema Sicherheitskultur vor. Darüber hinaus wird gezeigt, dass sich die deutschen Kernkraftwerksbetreiber trotz unterschiedlicher Unternehmensstrukturen von einer gemeinsamen Grundhaltung zur Gewährleistung der Sicherheit leiten lassen.

Im Jahr 2002 haben die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke das Rahmenpapier "Sicherheitskultur in deutschen Kernkraftwerken - Konzept zur Bewertung und Trendverfolgung" veröffentlicht. Nach diesem Konzept wurde in allen Kernkraftwerken eine Selbstbewertung der Sicherheitskultur durchgeführt. Dabei werden die verschiedenen Elemente der Sicherheitskultur (z. B. Motivation, Information und Kommunikation) aus verschiedenen Blickwinkeln (z. B. Führungskräfte, Mitarbeiter) beleuchtet und einer Bewertung unterzogen. Voraussetzung für den Erfolg dieser Selbstbewertung ist ein vertrauensvoller, sanktionsfreier und verantwortungsvoller Umgang mit dem Werkzeug, denn die Ergebnisse betreffen sensible Bereiche der Kommunikation und Interaktion der Organisationseinheiten, Teams und Mitarbeiter.

### Sicherheitsmanagement

Im Jahr 2003 haben die deutschen Kraftwerksbetreiber das "VGB-Konzept zur Optimierung des Sicherheitsmanagementsystems" vorgelegt. Dieses Konzept beschreibt als Orientierungshilfe notwendige bzw. zweckmäßige Elemente und Instrumente eines Sicherheitsmanagements und deren Zusammenwirken. Es basiert auf den IAEA-Dokumenten INSAG 13, NS-G-2.4 und der ISO 9001:2000. Es fordert aber keineswegs ein in allen Elementen und Instrumenten gleichartiges aufbau- oder ablauforganisatorisches Vorgehen. Vielmehr sind unterschiedliche Ausprägungen durchaus zulässig und zur Pflege gewachsener Unternehmensstrukturen sogar gewollt, wenn die übergeordnete Zielsetzung eines umfassenden und wirksamen sowie in sich geschlossenen und damit lernfähigen Sicherheitsmanagements erreicht wird. Auf Basis dieses VGB-Konzeptes wurde das Sicherheitsmanagementsystem in den deutschen Kernkraftwerken als prozessorientiertes und damit lernfähiges System weiterentwickelt. Die Prozessorientierung kommt durch das Setzen von Vorgaben und Festlegungen, in der Anwendung geeigneter Instrumente, um die Wirksamkeit sicherheitsrelevanter Prozesse zu überprüfen und durch die Ableitung von Optimierungen aus diesen Überprüfungen zum Ausdruck. Das prozessorientierte Sicherheitsmanagement in den Kernkraftwerken bedient sich verschiedenster Instrumente. Derartige Instrumente sind z. B. das Sicherheitskultur-Bewertungssystem der VGB (VGB-SBS), Audits, Managementreview wie auch die systematische Einführung und Nutzung von Sicherheitsindikatoren auf Basis von IAEA TECDOC-1141 als weiteres internes Führungsinstrument. Sie tragen zu einer objektiven und auch quantifizierenden Bewertung der gelebten Sicherheit am jeweiligen Standort bei. Für viele deutsche Kernkraftwerke wurde die Realisierung einer prozessorientierten, auf kontinuierliche Verbesserung ausgerichteten Organisation durch eine Zertifizierung nach DIN EN ISO 9001:2000 bestätigt.

## **Behördliche Überprüfung**

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.

In Gesprächen mit dem Führungspersonal des Genehmigungsinhabers überzeugt sich die Aufsichtsbehörde davon, ob der Sicherheit für den Betrieb der Anlagen auf strategischer Ebene Vorrang eingeräumt wird. Die Aussagen und das Verhalten des Führungspersonals der Betreiberseite (Geschäftsführung) sind hierbei von besonderer Bedeutung.

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

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

Das Sicherheitskulturbewertungssystem (VGB-SBS) ist ein Instrument der Selbstüberprüfung des Betreibers. 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.

## **Umsetzung durch die Behörde**

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.

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

### **Artikel 10: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

In den letzten Jahren sind die Managementsysteme der Kernkraftwerke weiterentwickelt worden. Neben der Aufbauorganisation wurde das ablauforganisatorische Vorgehen in Form von Prozessbeschreibungen dokumentiert. Übergeordnete Indikatoren wurden eingeführt und anlagenspezifisch weiterentwickelt. In vielen Kernkraftwerken wurde die Organisation nach DIN EN ISO 9001:2000 zertifiziert.

### **Artikel 10: Zukünftige Aktivitäten**

Die Zertifizierung nach DIN EN ISO 9001:2000 wird für weitere Kernkraftwerke durchgeführt.

Die Einführung des prozessorientierten Sicherheitsmanagementsystems wird in allen Anlagen abgeschlossen.

## 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

### Regulatorische Anforderungen

Nach § 7 Abs. 2 des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] darf die Genehmigung zur Errichtung, zum Betrieb und zur wesentlichen Änderung eines Kernkraftwerks nur dann erteilt werden, wenn u. a. die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist. Diese Vorsorge gegen Schäden ist auch Maßstab für die Aufsicht während des Betriebes (→ Artikel 7 (2iii)). Voraussetzung für die Gewährleistung der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden ist u. a. die Bereitstellung der erforderlichen Ressourcen.

Die Anforderung, die erforderlichen Finanzmittel bereitzustellen, leitet sich implizit auch aus den Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen ab, einen der Genehmigung und den sicherheitstechnischen Erfordernissen entsprechenden Anlagenzustand und Anlagenbetrieb zu schaffen und aufrecht zu erhalten.

Die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) [1A-8] regelt in § 33 die Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen. Danach hat der Strahlenschutzverantwortliche unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik durch geeignete Schutzmaßnahmen, insbesondere durch

- die Bereitstellung geeigneter Räume, Ausrüstungen und Geräte,
- geeignete Regelung des Betriebsablaufs und
- die Bereitstellung ausreichenden und geeigneten Personals

dafür zu sorgen, dass die Vorschriften zum Schutz vor Strahlenexpositionen von Bevölkerung, Umwelt und Personal bei der Berufsausübung eingehalten werden, dass für einen ausreichenden Schutz vor sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignissen (Störfälle, radiologische Notstandssituationen und Unfälle) gesorgt wird und dass die erforderlichen Maßnahmen gegen ein unbeabsichtigtes Kritischwerden von Kernbrennstoffen getroffen werden.

Um die Folgekosten des Kernkraftwerksbetriebes bezahlen zu können, sind die Betreiber nach Handelsrecht verpflichtet, während des Anlagenbetriebs Rückstellungen für die Stilllegung und Beseitigung der Anlagen sowie für die Entsorgung und Endlagerung der radioaktiven Stoffe einschließlich der abgebrannten Brennelemente zu bilden. Zur Deckung des



notwendigen Aufwandes für Anlagen zur Endlagerung radioaktiver Abfälle erhebt das Bundesamt für Strahlenschutz nach der Endlagervorausleistungsverordnung [1A-13] finanzielle Vorausleistungen auf die für die Erkundung und Errichtung von Endlagern zu entrichtenden Beiträge.

### **Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung)**

Die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke in Deutschland werden von privaten Kapitalgesellschaften geführt. Diese Unternehmen sind große 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. Zum Beispiel wurden am Standort Biblis von 1999 - 2005 ca. 970 Millionen € für sicherheitstechnische Optimierungen (45 %), routinemäßige Prüfungen/Inspektionen (24 %) und Modernisierungen (28 %) investiert. Andere Kernkraftwerke haben Investitionen in ähnlichen Dimensionen vorgenommen.

In allen Kernkraftwerken sind weitere Modernisierungsmaßnahmen geplant. Damit kommen die Betreiber auch ihrer Verpflichtung aus der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 11. Juni 2001 nach, einen hohen Sicherheitsstandard unabhängig von der Restlaufzeit der Anlagen zu gewährleisten.

Zur Deckung der Folgekosten des Betriebs der Kernkraftwerke haben die Betreiber angemessene Rückstellungen für die Entsorgung einschließlich Stilllegung und Abbau der kerntechnischen Anlagen gebildet, die jährlich aktualisiert werden.

### **Behördliche Überprüfung**

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

Wesentliche Änderungen der Gesellschaftsform, die Einfluss auf die Finanzmittel des Genehmigungsinhabers haben können, sind genehmigungspflichtig.

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

Die Bewertung der Rückstellungen für Entsorgung im Kernenergiebereich einschließlich Stilllegung wird regelmäßig durch unabhängige Wirtschaftsprüfer und die Finanzverwaltung geprüft.

## 11 (2) Personal und Personalqualifikation

### Regulatorische Anforderungen

Die in Artikel 11 (1) genannten Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen gemäß § 33 StrlSchV umfassen auch die Forderung nach Bereitstellung ausreichenden und geeigneten Personals.

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

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

- der Leiter der Anlage,
- die Fach- oder Teilbereichsleiter,
- das verantwortliche Schichtpersonal,
- der Ausbildungsleiter,
- der Leiter der Qualitätssicherungsüberwachung,
- die Strahlenschutzbeauftragten,
- der kerntechnische Sicherheitsbeauftragte und
- der Objektsicherungsbeauftragte.

Die oben erwähnten Richtlinien [3-2] und [3-27] werden ergänzt durch die Richtlinien zur Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals, zum Erhalt der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals und zu der besonderen Fachkunde der verantwortlichen Personen im Strahlenschutz [3-38], [3-39], [3-40], [3-61], [3-65]. Die Richtlinien beschreiben für das technische Personal in Kernkraftwerken die funktionsbezogene Eingangsqualifikation, Aus- und Weiterbildungsanforderungen, die Schulungsdurchführung, den praktischen Erfahrungserwerb sowie die für das verantwortliche Schichtpersonal je nach Zuständigkeit erforderlichen Prüfungen und Lizenzierungen. Die Richtlinien [3-2] bzw. [3-27] enthalten auch Vorgaben zum Erhalt der Fachkunde des verantwortlichen Personals und zu Maßnahmen zur Kenntniserhaltung des sonst tätigen Personals.

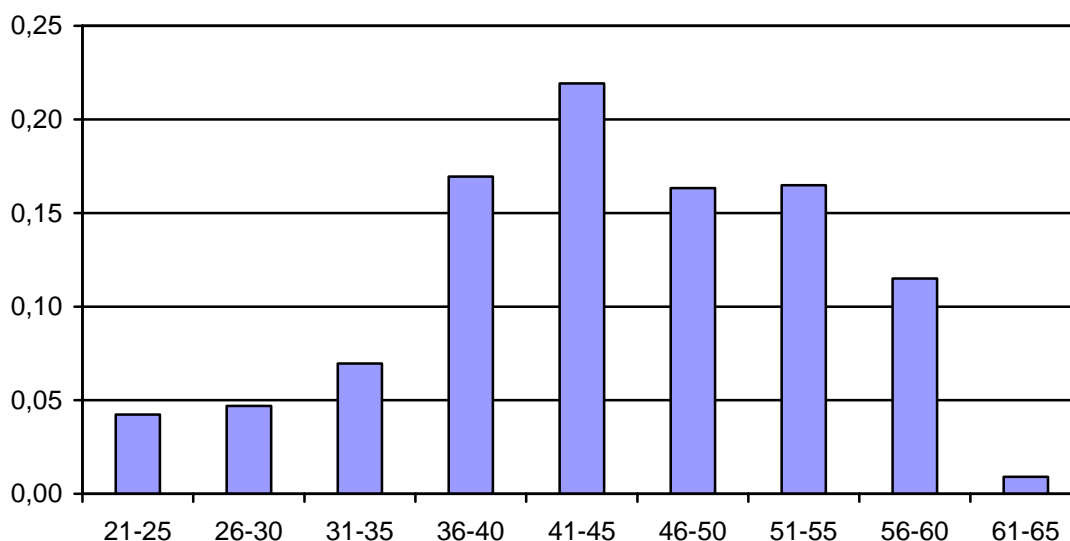
Beim Einsatz von Fremdpersonal hat der Antragsteller sicherzustellen, dass die notwendigen Kenntnisse entsprechend der Richtlinie [3-27] und erforderlichenfalls durch den Einsatz von Betreuern gewährleistet sind. Dies gilt auch für den Fall, dass die Kenntnisvermittlung durch die Fremdfirma erfolgt.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

## Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung)

### Personalentwicklung

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

Der demografische Wandel und der Generationswechsel in den Kernkraftwerken haben entscheidenden Einfluss auf die Personalstruktur der Kernkraftwerke. Die Abbildung 11-1 zeigt die Altersverteilung des Personals mit technischem Know-how an einem Standort mit Doppelblockanlage. Die Situation an anderen Standorten ist vergleichbar. Die künftige Belegschaftsentwicklung in den Anlagen wird zusätzlich durch Vorruhestandsregelungen der vergangenen Jahre geprägt sein. Deshalb stellen die deutschen Kernkraftwerke die langfristige Personalplanung der demografischen Belegschaftsentwicklung gegenüber, so dass zukünftige Unterdeckungen rechtzeitig erkannt und durch frühzeitige Einstellungen ausgeglichen werden.



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

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

Bei Fachpositionen wird die Übertragung von Fachkompetenz von erfahrenen, älteren Mitarbeitern, die in absehbarer Zeit aus dem Unternehmen ausscheiden, auf junge Mitarbeiter durch eine den Anforderungen angemessene Zeit der "Überlappung", die durchaus einige Jahre betragen kann, sichergestellt.

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

### Personalqualifikation

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

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

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

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

### Qualifikation des Fremdpersonals

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

### **Behördliche Überprüfung**

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 von der Be-

hörde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens geprüft.

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

Vor dem Einsatz von Personen, die in der Richtlinie [3-2] für den Fachkundenachweis für Kernkraftwerkspersonal genannt sind (Leitungspersonal), lässt sich die Aufsichtsbehörde Unterlagen vorlegen, die die erforderliche fachliche Ausbildung und praktische Erfahrung belegen. Sie überprüft diese Unterlagen auf Übereinstimmung mit den Vorgaben der Richtlinie.

Angehörige des verantwortlichen Schichtpersonals (Schichtleiter, Schichtleitervertreter und Reaktorfahrer) müssen zusätzlich vor dem erstmaligen verantwortlichen Tätigwerden in der vorgesehenen Position eine Fachkundeprüfung, bestehend aus einem schriftlichen und einem mündlichen Teil, bestanden haben [3-39]. Nach erfolgter schriftlicher Prüfung legt der Betreiber den Aufsichtsbehörden u. a. das Ergebnis der schriftlichen Prüfung sowie eine Zusammenstellung der übrigen Fachkundenachweise vor. An der mündlichen Prüfung nehmen neben den Vertretern des Betreibers auch Vertreter der Aufsichtsbehörde und von ihr zugezogene Sachverständige als stimmberechtigte Mitglieder der Prüfungskommission teil. Nach bestandener Prüfung und nach Vorliegen aller sonstigen Voraussetzungen entscheidet die Aufsichtsbehörde schriftlich über die Zulassung für die vorgesehene Tätigkeit.

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

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

Ereignisse im Berichtszeitraum deuten in einigen Fällen auch auf Mängel bei der Fachkunde bzw. auf ein nicht immer sicherheitsorientiertes Verhalten des Betreiberpersonals hin.

### **Artikel 11: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

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

### **Artikel 11: Zukünftige Aktivitäten**

Die allgemeinen Pflichten der Betreiber und der zuständigen Behörden nach den regulatorischen Vorgaben, im Sinne einer sich fortentwickelnder Sicherheitskultur und im Sinne der Anforderungen der Konvention sind Maßstab des Handelns. Darüber hinaus sind für die kommenden drei Jahre keine besonderen Maßnahmen vorgesehen.

## 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.

### Regulatorische Anforderungen

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

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

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

In der Regel [KTA 3501] ist gefordert, dass notwendige von Hand auszulösende Schutzaktionen zur Beherrschung von Störfällen nicht vor Ablauf von 30 Minuten erforderlich werden. Diese Forderung hat erheblichen Einfluss auf die Automatisierung von Schutzaktionen und die Gestaltung der Warte.

Die übergeordneten Anforderungen an Mensch, Technik und Organisation werden in weiteren Richtlinien und KTA-Regeln konkretisiert.

In der Richtlinie für das Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten in Kernkraftwerken [3-41] ist der grundsätzliche Ablauf von Instandhaltungsmaßnahmen beschrieben.

Die Regel [KTA 1201] beinhaltet die Anforderungen an das Betriebshandbuch, die Regel [KTA 1202] in analoger Weise die Anforderungen an das Prüfhandbuch.

Die Regel [KTA 3904] stellt Anforderungen an die Warte, die Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken.

### Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung)

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

Deutsche Kernkraftwerke sind in hohem Maße automatisiert. So sind im betrieblichen Bereich neben umfangreichen Regel- und Steuerungssystemen weitere Automaten für komplexere Schalthandlungen vorhanden. Dadurch wird das Personal von Routinetätigkeiten entlastet und kann sich auf die sicherheitstechnische Überwachung 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.

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

Unabhängig von der Vielzahl technischer Vorkehrungen zur Vermeidung menschlicher Fehlhandlungen wurden Werkzeuge implementiert, um die Mensch-Maschine-Schnittstelle weiter zu optimieren. Zu dem bereits Mitte der 90er Jahre etablierten "Human-Factors-Programm" (Optimierung der Mensch-Maschine-Schnittstelle) wurde die Analyse von Ereignissen (auch HF-Ereignisse) durch die Einführung einer verbesserten Methodik (Sicherheit durch organisationales Lernen) weiter optimiert. Die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke haben hierzu im Rahmen des VGB einen Leitfaden zur "Ganzheitlichen Ereignisanalyse" entwickelt. Erfasst und untersucht werden neben meldepflichtigen Ereignissen auch betriebliche Störungen und freiwillige Meldungen von Mitarbeitern. Bei der Analyse und Bestimmung der beitragenden Faktoren, die zu einem Ereignis geführt haben, werden allgemein anerkannte Verfahren aus der Arbeitswissenschaft angewendet. Die Untersuchungen umfassen die Bereiche Mensch, Technik und Organisation.

Darüber hinaus haben die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke mit der Einführung des VGB-Leitfadens zur Sicherheitskultur im Jahr 1999 gezeigt, wie sie Sicherheitskultur interpretieren, diese praktizieren und an welchen Merkmalen die Wirksamkeit bewertet werden kann. Danach resultiert eine hohe Sicherheitskultur in einem Bewusstsein der an den Kraftwerksprozessen beteiligten Personen, in dem die Sicherheit des Kernkraftwerks oberste Priorität hat, das einen geeigneten Umgang mit Fehlern ermöglicht und in dem ein auf Vertrauen basierendes Arbeitsklima besteht. Wesentliche Grundsätze aus diesem Leitfaden sind in die Managementgrundsätze, Unternehmensleitbilder etc. der Unternehmen eingeflossen und damit für die Mitarbeiter der Unternehmen bindend.

## **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 werden Nachweisführungen von Seiten des Betreibers umfangreichen Begutachtungen im Auftrag der Behörde unterzogen. Änderungen an sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen und schriftlichen betrieblichen Regelungen unterliegen der behördlichen Prüfung im Rahmen des Änderungsverfahrens. Prüfungsumfang und -tiefe richten sich dabei nach der sicherheitstechnischen Bedeutung der Änderung. Bei der Behandlung von meldepflichtigen und sonstigen Vorkommnissen werden auch die beitragenden Faktoren aus den Bereichen Mensch und Organisation von der Behörde berücksichtigt.

Das Konzept der Betreiber zur ganzheitlichen Ereignisanalyse wurde von den Landesbehörden im Rahmen der Aufsicht teilweise mit der Unterstützung von Gutachtern auf seine Eignung hin überprüft. 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.



nissen und beim Erfahrungsrückfluss. Wesentliches Ziel der Überprüfung ist die Sicherstellung, dass der Betreiber die Ereignisse ganzheitlich unter Berücksichtigung aller beitragenden Faktoren aus den Bereichen Mensch, Technik und Organisation analysiert und zu den beitragenden Faktoren Abhilfemaßnahmen ableitet.

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 2004**

Die Betreiber haben Methoden zur Analyse von Ereignissen, hier auch HF-Ereignissen, auf der Grundlage des VGB-Leitfadens zur „Ganzheitlichen Ereignisanalyse“ entwickelt. Erfasst und untersucht werden sollen neben meldepflichtigen Ereignissen auch betriebliche Störungen und freiwillige Meldungen von Mitarbeitern. Die Untersuchungen umfassen die Bereiche Mensch, Technik und Organisation.

Eignung der Methodik und Erfahrungen mit ihrer Anwendung wurden von den Behörden überprüft. In Einzelfällen wurden eine vertiefte Prüfung von beitragenden Faktoren aus den Bereichen Mensch und Organisation veranlasst.

## **Artikel 12: Zukünftige Aktivitäten**

Die allgemeinen Pflichten der Betreiber und der zuständigen Behörden nach den regulatorischen Vorgaben, im Sinne einer sich fortentwickelnder Sicherheitskultur und im Sinne der Anforderungen der Konvention sind Maßstab des Handelns. Darüber hinaus sind für die kommenden drei Jahre keine besonderen Maßnahmen vorgesehen.

## 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.

### Regulatorische Anforderungen

Alle deutschen Kernkraftwerksbetreiber sind zu einem umfassenden Qualitätsmanagement verpflichtet, das auf den Festlegungen an die Qualitätssicherung in den Sicherheitskriterien [3-1] und dem Regelwerk des Kerntechnischen Ausschusses aufbaut.

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.

### Umsetzung und Maßnahmen der Betreiber (Betreiberdarstellung)

Alle deutschen Kernkraftwerksbetreiber haben auf Grundlage der Festlegungen zur Qualitätssicherung in den Sicherheitskriterien und im Regelwerk des kerntechnischen Ausschusses umfassende Qualitätssicherungssysteme implementiert. Übergeordnete Zielsetzung dieser Systeme ist es, die für die Sicherheit der Anlage erforderliche Qualität umfassend zu gewährleisten. Durch die Qualität der betrieblichen Kraftwerkssysteme soll ein möglichst störungsfreier und umweltverträglicher Betrieb der Anlagen erreicht und Störfälle vermieden werden.

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

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

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

Damit Auftragnehmer für Lieferungen und Leistungen einschließlich deren Unterauftragnehmer die Qualitätssicherung nach den Vorgaben des Qualitätssicherungssystems des Kernkraftwerks planen und durchführen, werden diese sowohl durch eine Zertifizierung gemäß KTA-Regel [KTA 1401] allgemein als auch durch einzelauftragsbezogene Auftragnehmerbeurteilung überwacht. 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.

Die Einführung und Prüfung des Qualitätsmanagementsystems erfolgt in jedem Kernkraftwerk durch eine von den überwachten Organisationseinheiten unabhängige Stabsstelle. Diese Stabsstelle, mit dem Beauftragten für Qualitätsmanagement, ist befugt, alle erforderlichen Informationen zu beschaffen, Lösungswege vorzuschlagen und die Einhaltung der Qualitätssicherungsmaßnahmen zu überwachen.

Die Betreiber überprüfen die Wirksamkeit ihrer QS-Systeme in Wahrnehmung ihrer Verantwortung für den sicheren Betrieb regelmäßig durch eigene interne Audits.

### **Behördliche Überprüfung**

Die Aufsichtsbehörde informiert sich über die folgenden Themen:

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

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

### **Artikel 13: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

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

### **Artikel 13: Zukünftige Aktivitäten**

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

## 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 für Sicherheitsbewertungen in Genehmigungsverfahren

Für den Antrag auf Errichtung, Betrieb und wesentliche Veränderung eines Kernkraftwerks ist der zuständigen Behörde im Einzelnen darzulegen, dass die in § 7 (2) des Atomgesetzes (AtG) [1A-3] genannten Genehmigungsvoraussetzungen erfüllt sind (→ Artikel 7 (2ii)). Art und Umfang der Unterlagen, die dem Antrag beizufügen sind, regelt § 3 der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10]. Dazu gehören

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

Im Sicherheitsbericht sind gemäß Richtlinie [3-5] die für die Entscheidung über den Antrag zu berücksichtigenden Auswirkungen des Vorhabens 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 Konzeption, die sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmale und die Funktion der Anlage einschließlich ihrer betrieblichen und sicherheitstechnischen Anlagen dargestellt und erläutert.

Die Richtlinie [3-5] gibt für Anlagen mit Druck- und Siedewasserreaktoren eine standardisierte Form mit detaillierter Gliederung der Sachthemen und zusätzlichen Erläuterungen der Inhalte vor. Der Sicherheitsbericht ist eine Grundlage für die Bewertung der Sicherheit der Anlage. Die Hauptgliederungspunkte 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 auch Angaben für eine spätere Stilllegung des Kernkraftwerkes verlangt. Die Angaben zu den Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter werden in einem separaten Sicherheitsbericht zusammengestellt, der als vertrauliches Dokument zu behandeln ist.

Der Sicherheitsbericht dient in erster Linie der grundlegenden Bewertung des Vorhabens unter Berücksichtigung möglicher Einwände aus der Öffentlichkeit.

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 Betriebsgenehmigung sind die in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] genannten und in der Richtlinie [3-4] und der Regel [KTA 1201] weiter detaillierten Sicherheitsspezifikationen vorzulegen. Sie müssen umfassen

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

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

Alle für Nachweiszwecke gemäß § 7 AtG erstellten Unterlagen sind unter Berücksichtigung der Ergebnisse der Gutachten und der behördlichen Bewertungen systematisch zusammenzustellen. Dazu hat der Genehmigungsinhaber nach den Richtlinien [3-9.1] und [3-9.2] eine "Sicherheitsdokumentation" zu erstellen und aktuell zu halten, die alle technischen Unterlagen enthält, die für Nachweise im Sinne des § 7 Abs. 2 Nr. 3 und Nr. 5, und des § 19 Abs. 2 und 3 AtG in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren dienen.

Hierzu gehören beispielsweise

- Unterlagen über die der Ausführung und Prüfung der Anlage und ihrer Teile und Systeme zugrunde liegenden Vorgaben,
- Unterlagen über sicherheitstechnische Aufgaben und die Funktionsweise von Anlagenteilen und Systemen,
- Auslegungs-, Werkstoff-, Bau- und Prüfvorschriften sowie Wartungs- und Reparaturvorschriften,
- Unterlagen über die Ergebnisse sicherheitstechnisch bedeutsamer Messungen und Prüfungen einschließlich Röntgenaufnahmen und Materialproben für mechanisch-technologische Versuche,
- Unterlagen über die Erfüllung der sicherheitstechnischen Vorgaben, z. B. rechnerische Nachweise und Konstruktionspläne oder -zeichnungen für die Anlage und ihre Teile und Systeme,
- sicherheitstechnisch bedeutsame Betriebsaufzeichnungen,
- Unterlagen zum Strahlenschutz des Personals und der Umgebung und
- sonstige zum Nachweis der Erfüllung sicherheitstechnischer Vorschriften, Auflagen (§ 17 Abs. 1 AtG) und Anordnungen (§ 19 Abs. 3 AtG) dienende Unterlagen.

Zu den Zwecken und Aufgaben der Dokumentation gehören aus der Sicht der Behörden das Vorliegen oder die Erfüllung der rechtlichen Voraussetzungen, z. B. der Genehmigungsvoraussetzungen nach § 7 Abs. 2 AtG, rückverfolgbar und nachweisbar aufzuzeigen, sowie den Betreiber oder Genehmigungsinhaber eines Kernkraftwerks in die Lage zu versetzen, seiner Auskunftspflicht (→ § 19 Abs. 2 AtG) bei der staatlichen Aufsicht durch die Behörde nachkommen zu können.

Bei Kernkraftwerken folgt hieraus, dass die Bewertungen der Sicherheit unter Berücksichtigung betrieblicher Erfahrungen und bedeutender neuer Sicherheitsinformationen auf den neuesten Stand zu bringen sind. Über Ergebnisse dieser Bewertungen und möglicher Maßnahmen ist erforderlichenfalls gemäß der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17], des Betriebshandbuches und entsprechender Regelungen aus Genehmigung und Aufsicht zu berichten. Darüber hinaus sind Sicherheitsüberprüfungen für Kernkraftwerke gemäß § 19 a AtG gefordert. Zur Durchführung liegen Leitfäden vor [3-74.1 - 3]. Leitfäden und die im Gesetz festgelegten Termine für die Vorlage solcher Sicherheitsüberprüfungen beruhen auf Überprüfung nach jeweils zehn Betriebsjahren.

### **Sicherheitsbewertungen im Aufsichtsverfahren**

Sicherheitsbewertungen werden nicht nur im Rahmen der Genehmigung sondern auch während der gesamten Lebensdauer eines Kernkraftwerks vorgenommen. Der Betreiber des Kernkraftwerks ist hierzu z. B. durch das Atomgesetz oder durch Genehmigungsaufgaben verpflichtet. Die Sicherheitsbewertungen sind der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde vorzulegen und werden von ihr unter Zuziehung von Gutachtern geprüft. Neben deterministischen Methoden kommen bei den Sicherheitsbewertungen auch probabilistische Methoden zum Einsatz.

Eine das gesamte Kernkraftwerk umfassende Sicherheitsbewertung findet im Rahmen der so genannten Sicherheitsüberprüfung statt. Auf die Sicherheitsüberprüfung wird weiter unten im Detail eingegangen.

Sicherheitsbewertungen, bei denen ein Teilbereich des Kernkraftwerks betrachtet wird, sind z. B. die Sicherheitsnachweise zum neuen Reaktorkern nach einem Brennelementwechsel.



In diesen Sicherheitsnachweisen werden der Aufsichtsbehörde und ihren Gutachtern die Berechnung wichtiger physikalischer Parameter und die Einhaltung der sicherheitstechnischen Randbedingungen dargelegt.

Sicherheitsbewertungen werden der Aufsichtsbehörde auch im Zuge von Änderungsverfahren vorgelegt. Für die Durchführung einer wesentlichen Änderung ist eine Genehmigung nach § 7 AtG erforderlich. Das Verfahren 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. Allerdings ist der Umfang der Unterlagen und der Bewertung naturgemäß auf den Gegenstand der Änderung (einschließlich ihrer Auswirkungen) begrenzt (→ Artikel 7 (2ii)). Für Änderungen des Kernkraftwerks oder seines Betriebs, die wegen geringer sicherheitstechnischer Auswirkungen nicht genehmigungspflichtig nach § 7 AtG sind, werden Regelungen getroffen. Dort werden Arten von Änderungen benannt, die einer vorherigen Zustimmung der Aufsichtsbehörde bedürfen, und Änderungen, die der Aufsichtsbehörde angezeigt werden müssen. Für die Zustimmung der Aufsichtsbehörde zu einer geplanten Änderung können Sicherheitsnachweise größeren Umfangs erforderlich sein, die belegen sollen, dass die Durchführung der Änderung und der geänderte Anlagenzustand die Sicherheit nicht beeinträchtigen.

Nach sicherheitstechnisch bedeutsamen Vorkommnissen im Kernkraftwerk können von der Aufsichtsbehörde Sicherheitsbewertungen verlangt werden, insbesondere wenn Maßnahmen gegen Wiederauftreten bzw. zur Verbesserung durchzuführen sind. Auch bei relevanten Ereignissen in anderen Anlagen können Sicherheitsbewertungen im Hinblick auf die Übertragbarkeit und ggf. zu Verbesserungsmaßnahmen erforderlich werden. Neue Erkenntnisse aus dem Anlagenbetrieb und aus Wissenschaft und Technik können eine Aktualisierung von bereits vorgelegten Sicherheitsnachweisen notwendig machen.

### **Sicherheitsüberprüfung**

Seit Anfang der 90er Jahre werden periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) nach bundeseinheitlichen Kriterien durchgeführt. Sie umfassen einen deterministischen und einen probabilistischen Teil und ergänzen die fortlaufende Überprüfung im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht. Die Ergebnisse der PSÜ sind der Aufsichtsbehörde vorzulegen und werden in der Regel von unabhängigen Sachverständigen im Auftrag der Aufsichtsbehörde begutachtet. Zur Durchführung einer PSÜ im Abstand von zehn Jahren hatten sich die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke Ende der 80er Jahre freiwillig verpflichtet. Für sieben Kernkraftwerke war die Durchführung bereits durch Auflage im Genehmigungsbescheid festgelegt worden.

In der Änderung des Atomgesetzes vom April 2002 ist die Durchführung einer zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung (SÜ) gesetzlich festgeschrieben. Wegen der festgelegten Laufzeitbegrenzung der Kernkraftwerke wird die Sicherheitsüberprüfung nicht mehr als „periodisch“ bezeichnet. Die Termine zur Vorlage der SÜ wurden in das Atomgesetz übernommen (→ Tabelle 14-1). Die Pflicht zur Vorlage der Ergebnisse einer SÜ entfällt, wenn der Genehmigungsinhaber gegenüber der Aufsichtsbehörde und der Genehmigungsbehörde verbindlich erklärt, dass er den Leistungsbetrieb der Anlage spätestens drei Jahre nach dem im Atomgesetz zuletzt genannten Termin zur Vorlage der SÜ endgültig einstellen wird.

**Tabelle 14-1 Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke**  
(Nach Anlage 4, Atomgesetz: Sicherheitsüberprüfung nach § 19a Abs. 1)

	Anlage		Typ	Termin***)
1	Obrigheim*)	KWO	DWR	31.12.1998
2	Stade **)	KKS	DWR	31.12.2000
3	Biblis A	KWB A	DWR	31.12.2011
4	Biblis B	KWB B	DWR	31.12.2010
5	Neckarwestheim 1	GKN 1	DWR	31.12.2007
6	Brunsbüttel	KKB	SWR	30.06.2011
7	Isar 1	KKI 1	SWR	31.12.2004
8	Unterweser	KKU	DWR	31.12.2011
9	Philippsburg 1	KKP 1	SWR	31.08.2005
10	Grafenrheinfeld	KKG	DWR	31.10.2008
11	Krümmel	KKK	SWR	30.06.2008
12	Gundremmingen B	KRB B	SWR	31.12.2007
13	Grohnde	KWG	DWR	31.12.2010
14	Gundremmingen C	KRB C	SWR	31.12.2007
15	Philippsburg 2	KKP 2	DWR	31.10.2008
16	Brokdorf	KBR	DWR	31.10.2006
17	Isar 2	KKI 2	DWR	31.12.2009
18	Emsland	KKE	DWR	31.12.2009
19	Neckarwestheim 2	GKN 2	DWR	31.12.2009

\*) Einstellung des Leistungsbetriebs am 11. Mai 2005

\*\*) Einstellung des Leistungsbetriebes am 14. November 2003

\*\*\*) Termin für im Leistungsbetrieb befindliche Anlagen nach § 19a (1) AtG, d. h.: der Termin entspricht dem in der Anlage 4 Atomgesetz genannten Datum, soweit dieses nach dem 27. April 2002 liegt, in den abweichenden Fällen 10 Jahre nach dem in der Anlage 4 Atomgesetz genannten Datum

Der Durchführung der SÜ von Kernkraftwerken sind die jeweils aktuellen bundeseinheitlichen Leitfäden [3-74] für die deterministische und probabilistische Sicherheitsanalyse zugrunde zu legen. Grundlage für die deterministischen Sicherheitsbeurteilungen der Kernkraftwerke sind die in Anhang 3 zusammengestellten Störfälle und darüber hinaus ein Spektrum von Notfallschutzmaßnahmen (→ Artikel 18 (i)) für auslegungsüberschreitende Zustände.

Für alle 17 in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke sowie für die inzwischen abgeschalteten Kernkraftwerke Stade und Obrigheim wurden deterministische Sicherheitsstatusanalysen und probabilistischen Sicherheitsanalysen durchgeführt.

Als Ergebnis ist festzuhalten, dass auf der Basis der durchgeführten Analysen (Sicherheitsstatusanalyse, Probabilistische Sicherheitsanalyse, Deterministische Sicherungsanalyse) der Nachweis erbracht wurde, dass die deutschen Kernkraftwerke die zur Einhaltung der Schutzziele - in den IAEA Standards „fundamental safety functions“ genannt - notwendigen sicherheitstechnischen Anforderungen voll erfüllen.

## Probabilistische Sicherheitsanalysen

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

Die Entwicklung von probabilistischen Methoden und ihrer beispielhaften Anwendung wurde seit den 70er Jahren im Wesentlichen von der GRS im Auftrag der Bundesregierung durchgeführt.

Umfangreiche probabilistische Analysen der Stufe 1 wurden im Jahr 2005 im Rahmen eines Forschungsvorhabens der GRS für eine SWR-Anlage der Baulinie 69 für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb einschließlich Untersuchungen zum Ereignis Brand abgeschlossen. Die Analysen wurden für den Leistungsbetrieb bis zur Stufe 2 fortgesetzt. Ziel dabei war, die PSA-Methoden der Stufe 2 für den Leistungsbetrieb zu erproben. Diese haben, ebenso wie Methoden zur PSA der Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb sowie aktualisierte und verbesserte Methoden zur Brand-PSA (PSA der Stufe 1), mittlerweile Eingang in den zu dem behördlichen PSA-Leitfäden gehörigen Fachband zu PSA-Methoden („Methodenband“) gefunden.

Die für die probabilistische Sicherheitsanalyse anzuwendenden Methoden und Daten sind in ergänzenden Dokumenten („Methodenband“ und „Datenband“) [4-7] zu den behördlichen Leitfäden [3-74] beschrieben und veröffentlicht. Im Hinblick auf die nunmehr für alle Anlagen obligatorische und im Analyseumfang erweiterte Durchführung von PSA in der gesetzlich vorgeschriebenen Sicherheitsüberprüfung (SÜ) wurde der PSA-Leitfaden überarbeitet und im November 2005 neu veröffentlicht [3-74.3].

Die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke haben in den Jahren 1990 bis 2000 probabilistische Sicherheitsanalysen als Bestandteil der periodischen Sicherheitsüberprüfung für alle deutschen Kernkraftwerke erstellt. Inzwischen liegen für alle deutschen Kernkraftwerke probabilistische Sicherheitsanalysen der Stufe 1 nach [3-74.1] vor. Diese haben zu technischen und prozeduralen Verbesserungen in den Anlagen geführt.

Von besonderer Bedeutung für die PSA-Ergebnisse sind „Gemeinsam verursachte Ausfälle“ (GVA). Ein wichtiger Aspekt der Verbesserungen aus methodischer Perspektive ist daher die Fortentwicklung der Modellierung und Quantifizierung von GVA. In diesem Zusammenhang ist das von der GRS entwickelte Kopplungsmodell zu nennen. Es berücksichtigt die GVA-Wahrscheinlichkeit mit einem Kopplungsparameter, der einen phänomenspezifischen Schätzwert liefert.

Eine mögliche Maßnahme, um GVA entgegenzuwirken, ist die zusätzliche Einführung von Diversitäten. Entsprechende Maßnahmen finden sich auch in der folgenden exemplarischen Aufzählung von Anlagenverbesserungen, die sich aus der Leistungs-PSA für das Kernkraftwerk Philippsburg 1 ergeben haben:

- Austausch älterer Füllstandsmessumformer und Auswahl der Kombinationen zur Minimierung von GVA durch Diversität sowie Überwachung der Füllstandsmessumformer und
- Anregung des Niederdruck-Einspeisesystems durch die Kerntemperatur als diversitäres Kriterium zum Füllstand.

Ergebnisse aus Nichtleistungs-PSA führen schwerpunktmäßig zu Modifikationen im Bereich administrativer Festlegungen.

Durch die Behebung von Schwachstellen und die Verbesserung der Ausgewogenheit der Vorsorgemaßnahmen wurde ein Sicherheitsgewinn erzielt, der sich auch in den PSA-Ergebnissen niederschlägt.

### **Einschaltung von Sachverständigen und von nachgeordneten Behörden**

Für die fachspezifischen Aspekte werden von den zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden in der Regel gemäß § 20 AtG Sachverständige zur Begutachtung zugezogen (→ Artikel 8 (1)). Die grundsätzlichen Anforderungen an Gutachten sind in einer Richtlinie [3-34] formuliert.

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

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

## **14 (ii) Nachprüfung der Sicherheit**

### **Regulatorische Anforderungen**

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

Der Genehmigungsinhaber wird mit der Genehmigung rechtlich verpflichtet, regelmäßig durch wiederkehrende Prüfungen nachzuweisen, dass die für die Sicherheit der Anlage wesentlichen Anlagenmerkmale und Systemfunktionen gegeben sind und sich die Qualität, der dafür wesentlichen Einrichtungen nicht unzulässig verschlechtert hat. Die entsprechenden Bestimmungen sind in den Genehmigungen, in Sicherheitsspezifikationen und in der Sicherheitsdokumentation enthalten. Detaillierte Anforderungen an Überwachung, wiederkehrende Prüfungen und Inspektion sind nach KTA-Regel [KTA 1201] im Betriebshandbuch und nach KTA-Regel [KTA 1202] im Prüfhandbuch darzulegen.

### **Regelmäßige Sicherheitsnachweise des Betreibers**

Zur Verantwortung der Kernkraftwerksbetreiber gehört die Gewährleistung, dass die Sicherheit der Anlage über ihre gesamte Betriebszeit auf dem erforderlichen Niveau gehalten wird. Wenn neue sicherheitsrelevante Erkenntnisse vorliegen, prüfen sie die Notwendigkeit und Angemessenheit von Verbesserungen.

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 Instandhaltungs-

maßnahmen an den Kraftwerkssystemen durch den Betreiber geplant und durchgeführt sowie die Betriebserfahrungen ausgewertet (→ Artikel 19 (vii)).

Die wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen werden entsprechend dem Prüfhandbuch durchgeführt (→ Artikel 19 (iii)). In der darin enthaltenen Prüfliste werden Gegenstand, Art, Umfang und Intervall der Prüfung zusammen mit dem Betriebszustand der Anlage bei der Prüfung, der Bezeichnung der Prüfanweisung und die in manchen Fällen erforderliche Anwesenheit von unabhängigen Sachverständigen festgelegt. Die Prüfliste ist Teil der genehmigungspflichtigen Sicherheitsspezifikationen der Anlagen. Die Nachweisführung wird in Abhängigkeit von der Prüfbarkeit der jeweiligen Systemfunktion festgelegt. Hierbei wird angestrebt, die Prüfungen unter Randbedingungen durchzuführen, die dem sicherheitstechnischen Anforderungsfall entsprechen. Sind wesentliche Systemfunktionen nicht direkt prüfbar, z. B. die Integrität auf erhöhtem Druck- und Temperaturniveau, werden indirekte Nachweise geführt. Die Festlegungen zur Durchführung der Prüfungen werden unter Berücksichtigung der Betriebserfahrungen und der Fortschritte in der Sicherheitsforschung regelmäßig überprüft und erforderlichenfalls geändert. Aktualisierungen des Prüfhandbuchs werden der Aufsichtsbehörde zur Zustimmung vorgelegt. Art und Umfang der nach Prüfliste erforderlichen wiederkehrenden Prüfungen zeigt die Tabelle 14-2, die typisch ist für ein Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor.

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

Prüfobjekte	während Betrieb	bei Revision	Gesamt
Sicht- und Funktionsprüfungen	2 716	652	3 368
Strahlenschutz	335	9	344
Hebezeuge	65	10	75
Zerstörungsfreie Prüfungen	1	6	7
Bautechnik	10	3	13
Objektsicherung	85	-	85
Summe	3 212	680	3 892

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

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

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

## Alterungsmanagement

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

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

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

Ergänzt wird dieses Vorgehen durch weiterführende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten.

Durch Auswertung der Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen mit besonderem Augenmerk auf systematische Mängelbefunde wird die rechtzeitige Erkennung von alterungsbedingten Ausfallursachen verfolgt. Hinsichtlich der Alterung sind im Regelwerk zu bestimmten Anlagenteilen spezielle Anforderungen enthalten (z. B. Ermüdungsanalysen für Komponenten der druckführenden Umschließung gemäß KTA-Regel [KTA 3201.2], Typprüfungen leittechnischer Komponenten gemäß KTA-Regel [KTA 3503] oder Typprüfungen elektrischer Antriebe gemäß KTA-Regel [KTA 3504]). Auf Grund der hohen Prüfhäufigkeit der Sicherheitseinrichtungen in deutschen Kernkraftwerken wird in der Regel bereits zu Beginn des Alterungsprozesses das Phänomen erkannt, und es werden Gegenmaßnahmen eingeleitet. Deshalb sind alterungsbedingte Ausfälle, die auf systematische Phänomene zurückzuführen sind, bisher auch nur sehr selten zu beobachten.

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

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

Die RSK hat im Juli 2004 eine Empfehlung zu einem einheitlichen Alterungsmanagementsystem vorgelegt, die alle, nicht nur die technischen, sicherheitsrelevanten Alterungsvorgänge innerhalb der Restlaufzeit der deutschen Kernkraftwerke berücksichtigt. Das BMU hat die Aufsichtsbehörden der Länder 2005 um eine Aufforderung an die Betreiber gebeten, die RSK Empfehlung umzusetzen. Es sind anlagespezifische Basisberichte zum Alterungsmanagement vorgesehen, die in regelmäßigen Abständen fortgeschrieben werden sollen. Das BMU und die Länder begleiten die Umsetzung der Alterungsmanagementsysteme im Fachausschuss Reaktorsicherheit des Länderausschusses für Atomkernenergie und dessen Arbeitskreis Aufsicht/Reaktorbetrieb.

Der Kerntechnische Ausschuss (KTA) hat im November 2005 den Beschluss gefasst, zum Thema Alterungsmanagement ein neues Regelwerksvorhaben zu initiieren [KTA 2301]. Die Arbeiten wurden im Mai 2006 aufgenommen.

### **Überprüfungen im Rahmen der staatlichen Aufsicht**

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

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

### Begleitende Prüfungen während der Errichtung, Inbetriebsetzung und Änderung

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

### Prüfungen während des Betriebes

Zur Durchführung von Prüfungen und Kontrollen im Kernkraftwerk nimmt die Aufsichtsbehörde des jeweiligen Landes unter Zuziehung von Sachverständigen regelmäßig Inspektionen vor Ort vor. Solche Inspektionen können auf die Beantwortung spezieller Fragestellungen gerichtet sein oder mit dem Ziel einer allgemeinen Anlagenbegehung durchgeführt werden. Dabei werden z. B. die Einhaltung von Strahlenschutzvorschriften, die Brennelementhandhabung oder die korrekte Durchführung von Freischalt- und Freigabeprozessen kontrolliert. Darüber hinaus werden in festgelegten Intervallen die vom Betreiber selbst durchgeführten wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten von den Sachverständigen der Aufsichtsbehörden begleitet. Auch die erstellte Dokumentation (z. B. Schichtbücher, Aufzeichnungen über Personendosimetrie), zu der der Betreiber verpflichtet ist, wird bei Inspektionen vor Ort geprüft. Neben solchen anlassunabhängigen Inspektionen

finden auch Inspektionen aufgrund meldepflichtiger Ereignisse oder sonstiger Befunde statt, bei denen sich Aufsichtsbehörde und Sachverständige vor Ort ein eigenes Bild von dem Befund verschaffen.

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

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

## **Internationale Überprüfungen**

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 und Grafenrheinfeld (DWR) 1991 (mit Follow-up-Mission 1993).

Die jüngste OSART-Mission in Deutschland wurde 2004 in Philippsburg 2 durchgeführt. Die Follow-up-Mission im November 2006 ergab, dass alle aus der Mission resultierenden Hinweise und Empfehlungen bereits abgearbeitet wurden oder weitgehend umgesetzt sind.

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.

Für das Kernkraftwerk Neckarwestheim 1 (DWR) wird vom 8. - 24.10.2007 eine weitere OSART-Mission stattfinden.

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

Für einen zweiten Zyklus zur Durchführung von WANO-Peer-Reviews besteht derzeit folgender Vorschlag zur Terminplanung: Grohnde (2007), Gundremmingen (2007), Grafenrheinfeld (2007), Brunsbüttel (2008), Isar (2009), Philippsburg (2009), Emsland (2010), Brokdorf (2010), Neckarwestheim (2011), Biblis (2011), Unterweser (2011) und Krümmel (2011).



## **Durchgeführte Nachrüstungen und Verbesserungen und laufende Aktivitäten**

Der stetig wachsende Kenntnisstand und zusätzliche Anforderungen der Behörden während der Betriebszeit der Kernkraftwerke haben auf verschiedenen Gebieten zu sicherheitsgerichteten Nachrüstungen und Verbesserungen der Anlagen geführt. Dabei wurden auch Erkenntnisse aus den Sicherheitsüberprüfungen einschließlich der PSÜ/PSA herangezogen. Einige wichtige Maßnahmen, die ein gutes Abbild der Nachrüstaktivitäten seit 2003 in deutschen Anlagen vermitteln, sind im Folgenden aufgeführt.

### Beeinträchtigung der Wasseransaugung aus dem Sumpfraum

Um Beeinträchtigungen der Wasseransaugung aus dem Sumpfraum zu vermeiden wurden Nachrüstungen zur Optimierung der Sumpfansaugung unter den Bedingungen, dass das Sumpfwasser Isoliermaterial enthält, durchgeführt. Nachdem durch Experimente der Nachweis erbracht worden war, dass die Penetration von Isoliermaterial durch die Sumpfsiebe bei kleineren Maschenweiten erheblich geringer ist, wurden neue Siebe in deutsche DWR-Anlagen eingebaut. Eine weitere Maßnahme war die Verwendung von optimierten Isoliermaterialien, insbesondere die Vermeidung gleichzeitigen Einsatzes von partikel- und faserförmigen Isoliermaterialien.

Bei Kühlmittelverluststörfällen mit Freisetzung von Isoliermaterial ist derzeit die Frage nach der Anlagerung von Mikropartikeln an die faserförmigen Isoliermaterialien auf den Sumpfansaugsieben sowie die damit verbundene Erhöhung des Strömungswiderstands und der Druckverluste von Bedeutung. Untersuchungen hierzu werden aufgrund der RSK-Stellungnahme vom Juli 2004 durchgeführt. Zur Sicherstellung der Kernkühlung bei erhöhten Druckverlusten infolge von Ablagerungen aus Isolierstoffen und anderen Materialien auf den Rückhaltesieben werden Strategien und Prozeduren entwickelt. Dazu ist geplant, eine kurzfristige Außerbetriebnahme von Not- und Nachkühlpumpen und eine Rückspülung durch die Siebe zur Beseitigung der Ablagerungen durchzuführen. Die Penetration von Isolierstoffen und anderen Materialien durch die Siebe in die Not- und Nachkühlleitungen bzw. in den Reaktorkern wird durch Siebe mit geringen Maschenweiten begrenzt.

### Vermeidung von Radiolysegasansammlungen

Im Dezember 2001 kam es im Kernkraftwerk Brunsbüttel in einer Leitung des Deckelsprühsystems zu einer Radiolysegasexplosion mit Bersten von Leitungsteilen. Die Übertragbarkeit dieses Vorkommnisses wurde für alle deutschen Kernkraftwerke überprüft. Infolge der Prüfungen fanden in allen deutschen Siedewasserreaktoren Anlagenmodifikationen statt. Die Maßnahmen dienten der Erkennung von Radiolysegasansammlungen in reaktornahen Bereichen und dessen Verhinderung. Hauptsächlich handelte es sich bei den präventiven Maßnahmen um Vereinfachungen am Rohrleitungssystem (Wegfall von nicht durchströmten Leitungen in denen sich Radiolysegas ansammeln kann, bzw. Änderung der Rohrführung) sowie die Sicherstellung von Mindestdurchsätzen durch Ventile durch Einbringen von Entlüftungsbohrungen. Im Bereich der Überwachung wurde das Temperaturüberwachungssystem durch Anbringen weiterer Sensoren in Hochpunkten optimiert. Bei DWR-Anlagen waren keine weiteren Maßnahmen erforderlich.

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

Die deutschen Betreiber beteiligen sich am OECD-CABRI-Water-Loop-Programm in Frankreich zur Vervollständigung der experimentellen Datenbasis für höhere Abbrände und für repräsentative Kühlungsbedingungen der Brennelemente, jedoch ist auf Grund von Ver-

zögerungen erst ab 2009 mit Versuchsergebnissen zu rechnen. Die dort erwarteten Daten sollen ebenfalls der Validierung der Rechenmodelle dienen.

### Brennelementverhalten bei höheren Abbränden

Die stetige Verbesserung von Fertigungsverfahren und Materialien erlaubt eine ständige Erhöhung der Brennelementabbrände. Dabei ist immer zu prüfen, inwieweit die Schutzziele und die dafür festgelegten Akzeptanzkriterien eingehalten werden. Die entsprechenden Nachweise zur Einhaltung der Störfallkriterien sind zu führen. Zur Validierung der verwendeten Modelle wurden von den Herstellern experimentelle Untersuchungen durchgeführt u. a. in den Forschungszentren Karlsruhe und Studsvik (Halden Reactor Project). Sollen nachgewiesene Bereiche überschritten werden, sind entsprechende Untersuchungen erforderlich und werden vorgenommen.

### Deborierung

Bei kleinen Leckstörfällen besteht die Möglichkeit, dass infolge einer Wärmeabfuhr im ‚Reflux-Condenser‘-Mode die Borkonzentration im Kern abnimmt. Für die bisherigen Kernbeladungen sind qualifizierte konservative Nachweise für eine ausreichende Borkonzentration am Kerneintritt erbracht worden. Bei erhöhten Anforderungen infolge einer geänderten Kernausslegung sind entsprechende Nachweise zu erbringen.

In Bezug auf die Analysemethoden sind weitere Aktivitäten geplant, um Detailfragen insbesondere im Zusammenhang mit Vermischungsvorgängen (Mischung von deboriertem und hochboriertem Fluid im RDB-Ringraum und im unteren Plenum) zu klären.

### Software-basierte Leittechnik

Gegenwärtig wird in deutschen Kernkraftwerken software-basierte Leittechnik für Funktionen eingesetzt, die nicht der höchsten Sicherheitsbedeutung zuzurechnen sind (d. h. ohne direkte Bedeutung für die zuverlässige Störfallbeherrschung, jedoch für die Störfallprävention). Diese Funktionen finden sich z. B. für Reaktorregelung und Reaktorbegrenzung sowie für die Leittechnik in Notstandssystemen.

Entsprechende Nachrüstmaßnahmen mit Einsatz digitaler Leittechniksysteme im Bereich der Reaktor- und Turbinenregelung wurden z. B. in Biblis A (2003), Isar 2 (2003), Isar 1 (2004), Grohnde (2004), Philippsburg 2 (2005), Krümmel (2005) und Emsland (2005) durchgeführt.

Erstmals wurde der 2004 in Betrieb gegangene Forschungsreaktor FRM II mit einer vollständig prozessrechnergesteuerten Leittechnik im Reaktorschutz ausgestattet. Eine solche Nachrüstung ist für die Leistungsreaktoren Neckarwestheim 1 und Biblis B geplant. Für erstgenannte Anlage wurde bereits ein Antrag eingereicht.

## **Artikel 14: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

Erkenntnisse aus Nichtleistungs-PSA haben schwerpunktmäßig zu Modifikationen im Bereich administrativer Festlegungen geführt.

Der Leitfaden zur PSA [3-74.3] einschließlich Methoden- und Datenband [4-7] wurden überarbeitet und ergänzt. Weitere Sicherheitsüberprüfungen in Kernkraftwerken fanden statt.

Die RSK hat im Juli 2004 eine Empfehlung zu einem einheitlichen Alterungsmanagementsystem vorgelegt, die alle, nicht nur die technischen, sicherheitsrelevanten, Alterungsvorgänge innerhalb der Restlaufzeit der deutschen Kernkraftwerke berücksichtigt.

Im Rahmen von WANO-Peer-Reviews wurden seit 2004 die Kernkraftwerke Emsland (2004), Brokdorf (2005), Biblis (2005), Unterweser (2005) und Krümmel (2006) auditiert.

Der stetig wachsende Kenntnisstand und zusätzliche Anforderungen der Behörden während der Betriebszeit der Kernkraftwerke haben auf verschiedenen Gebieten zu sicherheitsgerichteten Nachrüstungen und Verbesserungen der Anlagen geführt.

## **Artikel 14: Zukünftige Aktivitäten**

Für weitere WANO-Peer-Reviews besteht derzeit folgender Vorschlag zur Terminplanung: Grohnde (2007), Gundremmingen (2007), Grafenrheinfeld (2007), Brunsbüttel (2008), Isar (2009), Philippsburg (2009), Emsland (2010), Brokdorf (2010), Neckarwestheim (2011), Biblis (2011), Unterweser (2011) und Krümmel (2011).

Im Rahmen der Sicherheitsüberprüfungen werden zukünftig auch PSA-Analysen der Stufe 2 durchgeführt.

Die Betreiber werden in Zukunft jährliche, anlagenspezifische Berichte zum Alterungsmanagement vorlegen.

## 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.

### Regulatorische Grundlagen

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

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

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

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

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

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

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

## **Beruflich strahlenexponierte Personen**

### Regulatorische Anforderungen

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

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

Die Körperdosen werden an Personen ermittelt, die sich im Kontrollbereich aufhalten. Dazu wird in der Regel die Personendosis mit betrieblichen elektronischen Dosimetern des Betreibers und amtlichen passiven Dosimetern gemessen und zusätzlich die Dosis durch Inhalation, in der Regel durch Überwachung der luftgetragenen Aktivitätskonzentration, ermittelt. Einzelheiten hierzu sind in den Richtlinien zur Ermittlung der Körperdosen bei äußerer und innerer Strahlenexposition [3-42] und [3-42.1] festgelegt. Neben einer innerbetrieblichen Dosimetrie durch die Betreiber wird eine unabhängige amtliche Dosimetrie des Personals durch von den zuständigen Behörden bestimmte Messstellen mit von ihnen ausgegebenen passiven Dosimetern durchgeführt. Die in der Regel monatlich ermittelten Messwerte werden von diesen Messstellen dem Strahlenschutzverantwortlichen bzw. Strahlenschutzbeauftragten und an das zentrale Strahlenschutzregister übermittelt.

Für beruflich strahlenexponierte Personen werden die Kategorien „A“ und „B“ unterschieden. Für Personen der Kategorie A gilt ein Grenzwert der effektiven Dosis von 20 mSv/Jahr. Die so eingestufteten Personen werden von behördlich dazu ermächtigten Ärzten jährlich untersucht. Für Personen der Kategorie B darf die effektive jährliche Exposition 6 mSv nicht überschreiten, ihre ärztliche Untersuchung erfolgt nach Vorgabe der zuständigen Behörde. Darüber hinaus ist für Personen, die in fremden Kontrollbereichen tätig werden, ein Strahlenpass zu führen. Die Regelungen [2-2] hierzu wurden 2004 überarbeitet und stellen nunmehr sicher, dass auch Expositionen aus Tätigkeiten außerhalb von Kernkraftwerken (z. B. bei der Radiographie in der konventionellen Industrie) berücksichtigt werden.

Der Schutz der dort tätigen Personen wurde schon bei der Auslegung der Kernkraftwerke berücksichtigt. Dazu dienen die Vorschriften der Strahlenschutzverordnung und des nachgeordneten Regelwerkes wie z. B. die Richtlinie [3-43] und die Regel [KTA 1301.1]. Die Aspekte der Auslegung werden auch bei Änderungen und Nachrüstungen von Anlagen berücksichtigt. Zur Weiterentwicklung der Vorschriften zur Änderung und Auslegung wird die Überarbeitung der Richtlinie [3-43] erwogen. Organisatorische und technische Maßnahmen zur Reduzierung der Strahlenexposition der tätigen Personen wurden früh in der Regel [KTA 1301.2] und in der Richtlinie über die Strahlenschutzmaßnahmen während des Betriebs einer Anlage [3-43.1] vorgegeben.

In den letzten Jahren wurde das Regelwerk aktualisiert, wobei für das beruflich strahlenexponierte Personal die Richtlinien zur Ermittlung der Körperdosen bei äußerer und innerer Strahlenexposition [3-42] und [3-42.1] sowie die Richtlinie über die Strahlenschutzmaß-

nahmen [3-43.1] hervorzuheben sind.

Bei der Überarbeitung der Richtlinien zur Ermittlung der Körperdosen wurden verschiedene Schwellenwerte (z. B. zur Nachforschung, zum Erfordernis der Inkorporationsüberwachung) unter Berücksichtigung der in 2001 geänderten Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung sowie des Standes von Wissenschaft und Technik angepasst. Bei der Richtlinie zur internen Strahlenexposition wurden darüber hinaus die im einzelnen anzuwendenden Berechnungsverfahren geändert und die hierbei benötigten nuklidspezifischen Dosiskoeffizienten für die verschiedenen Altersgruppen sowie für das Ungeborene neu berechnet.

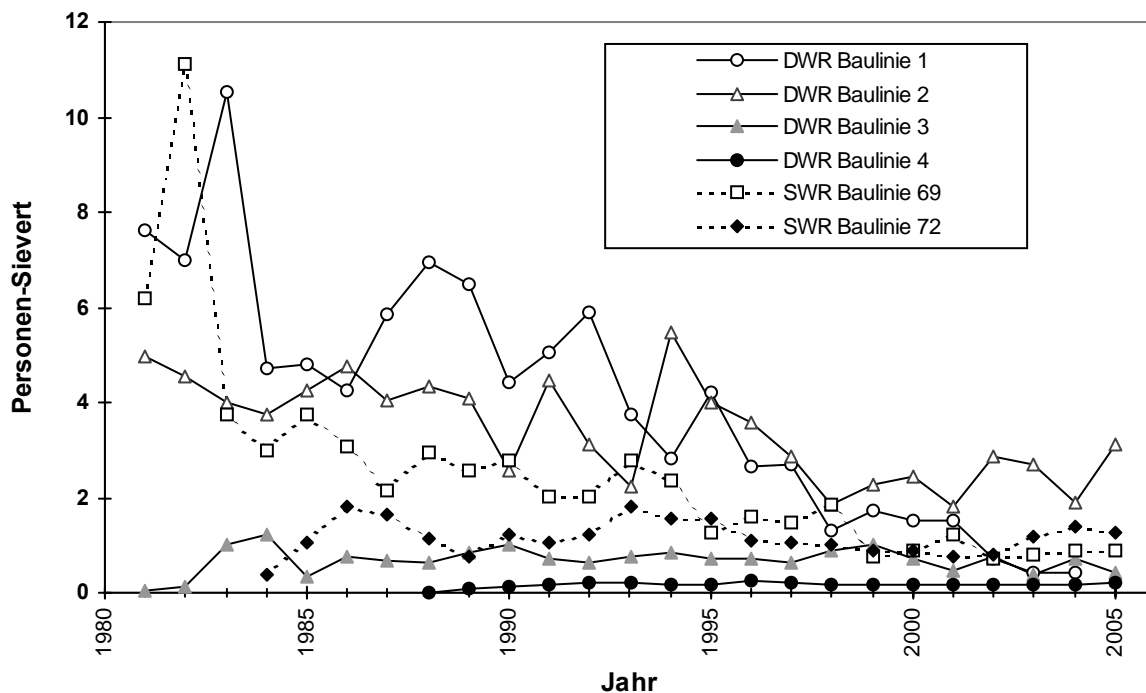
Mit der Überarbeitung der Richtlinie über die Strahlenschutzmaßnahmen während des Betriebs einer Anlage [3-43.1] wurden u. a. die Dosisrichtwerte abgesenkt, oberhalb der eine sehr detaillierte Strahlenschutzplanung durchzuführen ist, und zwar von 50 mSv auf 20 mSv für die Kollektivdosis und von 10 mSv auf 6 mSv für die effektive Individualdosis. Darüber hinaus wird der Strahlenschutz frühzeitig in die Planung sämtlicher Tätigkeiten eingebunden. 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 zur Reduktion und Optimierung der Exposition in den Anlagen.

#### Erfahrungen im Betrieb der Kernkraftwerke

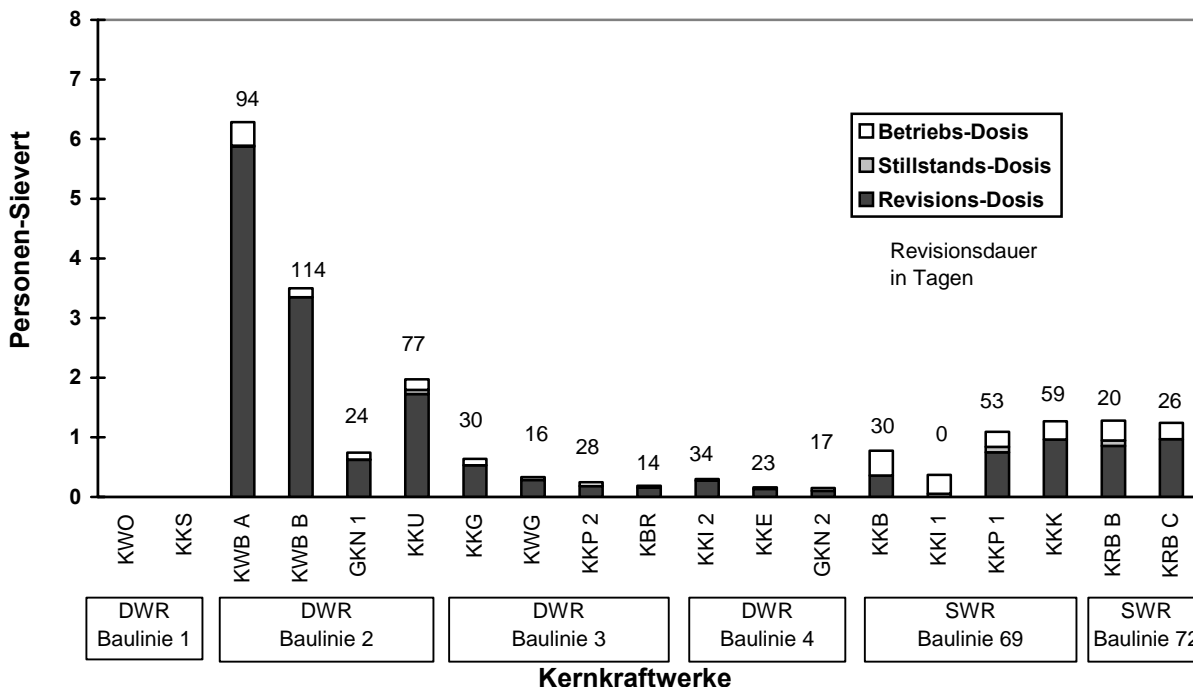
Kollektiv- und Individualdosen sind bis etwa zum Jahr 2000 deutlich zurückgegangen. Danach zeigen die Baulinien zum Teil unterschiedliches Verhalten. Die Abbildung 15-1 zeigt die mittleren Kollektivdosen pro Jahr und Anlage. Die Expositionen in DWR-Anlagen der Baulinie 4 (Konvoi-Anlagen) liegen auf einem 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 anstehende Stilllegung in 2005 zurückzuführen ist. Bei den Anlagen der Baulinie 2 führt im Zeitraum seit 2000 der Wechsel zwischen revisionsfreien Jahren und der Umsetzung dosisintensiver Nachrüstungen zu deutlichen Unterschieden von Jahr zu Jahr. Erkennbar wird aber auch hier die langfristige Reduktion der Kollektivdosen.

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 zu einem leichten Anstieg der Kollektivdosen geführt haben (→ Abbildung 15-2).

Die Abbildung 15-2 verdeutlicht für das Jahr 2005 die Kollektivdosen der in Betrieb befindlichen Anlagen nach Baulinien getrennt und zeigt zusätzlich die unterschiedlichen Revisionsdauern sowie die Aufteilung der Kollektivdosis auf die verschiedenen Betriebszustände. Dabei wird deutlich, dass in allen Anlagen der größte Anteil der Jahreskollektivdosis auf die Zeiten der Anlagenrevision fällt.



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



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

**Abbildung 15-2 Jahreskollektivdosen der Kernkraftwerke 2005 getrennt nach Betriebszuständen, KWO und KKS stillgelegt**



Zur Reduzierung der Exposition wurden anlagenspezifisch Maßnahmen durchgeführt wie z. B. der Austausch der Neutronenflussmesslanzen in SWR zur Verminderung der Raumdosisleistung in Steuerstabantriebsräumen zum Teil bis auf 50 % des Ausgangswertes und die auf Arbeitsvorhaben abgestimmte chemische oder mechanische Dekontamination von Behältern und Systemen. Speziell bei einigen SWR haben Maßnahmen zur Begrenzung der Dampfeuchte (und damit zur Reduzierung des Aktivitätseintrags in die Maschinenhaus-systeme) zu Einsparungen in der Kollektivdosis geführt.

In „Hochdosisbereichen“ wurden vermehrt Manipulatoren eingesetzt: u. a. Behälterinspektionen mittels Unterwasserinspektionsfahrzeugen (Submarine Systems for Inspection), Einsatz einer fernbedienten Dichtungsschleifmaschine am Reaktordruckbehälter und Einsatz verbesserter Manipulatoren bei der Wirbelstromprüfung an den Dampferzeugern. Dosisintensive Durchstrahlungsprüfungen wurden zunehmend durch Ultraschallprüfungen mit Manipulatortechnik ersetzt. Mittels Zink-Dosierung in DWR konnte die Dosisleistung in Raumbereichen um bis zu 50 % reduziert werden. Für die Revisionsabläufe haben sich neu eingeführte Verfahren zur Reduzierung von Aktivitätsfreisetzungen aus geöffneten Systemen in die Raumluft (Abdeckplane Reaktorbecken DWR, Chemikalien-Dosierung zur Jodrückhaltung) als effektiv erwiesen.

In dem Zehnjahreszeitraum 1997 - 2006 waren bis zu 19 Kernkraftwerke in Betrieb. Das sind insgesamt 185 Reaktorbetriebsjahre. Aus den in Betrieb befindlichen und aus den endgültig abgeschalteten Anlagen wurden von 1997 - 2006 insgesamt 1316 Ereignisse gemeldet, die nach den Kriterien der atomrechtlichen Meldeverordnung [1A-17] meldepflichtig waren (→ Artikel 19 (vi)). Davon waren 45 Ereignisse mit radiologischen Auswirkungen verbunden. Überschreitungen zulässiger Personendosen waren mit diesen Ereignissen nicht verbunden.

## **Emissionsüberwachung und Emissionen**

### 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 KTA-Regeln [KTA 1503.1], [KTA 1503.2], [KTA 1503.3] und [KTA 1504]. Die Betreiber der kerntechnischen Anlagen führen diese Überwachungsmaßnahmen durch und die Ergebnisse werden den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden vorgelegt.

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

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

Die Bilanzierung der Ableitung mit der Fortluft umfasst die folgenden Nuklide bzw. Nuklidgruppen: radioaktive Edelgase, an Schwebstoffen gebundene radioaktive Stoffe, radioakti-

ves gasförmiges Iod, Tritium, radioaktives Strontium, Alphastrahler und Kohlenstoff-14. Auf dem Wasserpfad werden gammastrahlende Nuklide, radioaktives Strontium, Alphastrahler, Tritium, Eisen-55 und Nickel-63 bilanziert. Über die bilanzierten Ableitungen wird der Aufsichtsbehörde in der Regel vierteljährlich und jährlich berichtet [KTA 1503.1], [KTA 1504].

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

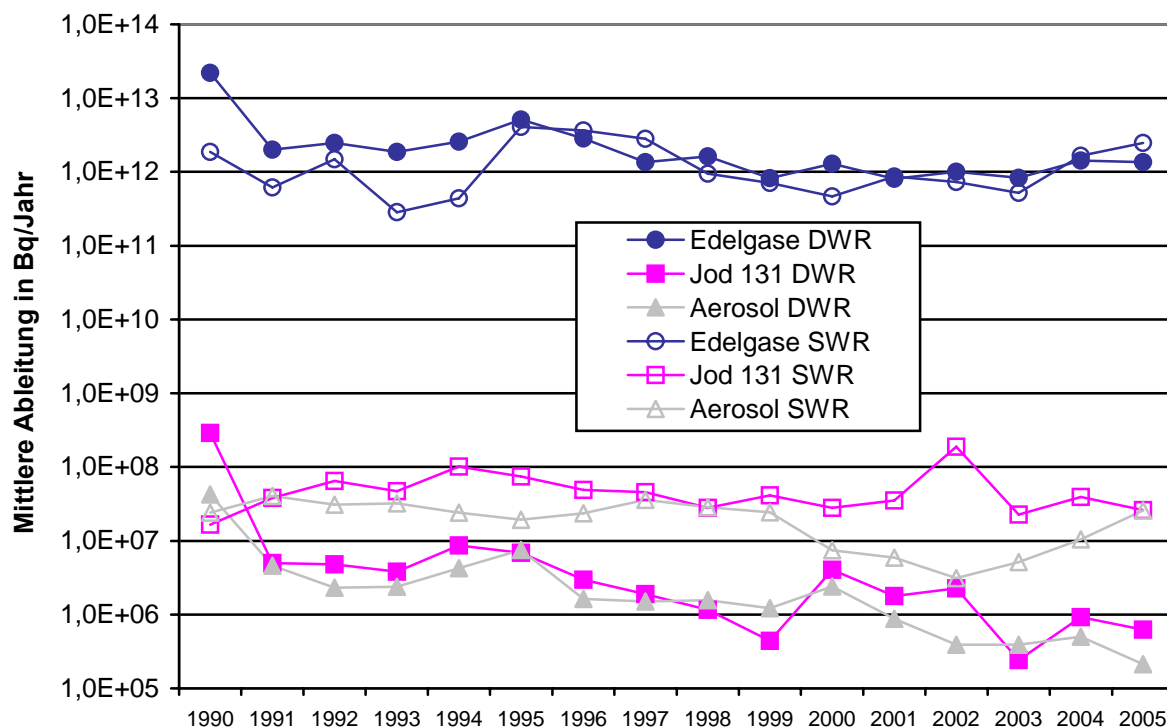
Gemäß der Richtlinie zur Kontrolle der Eigenüberwachung [3-44] führt das Bundesamt für Strahlenschutz zusätzlich ein Kontrollprogramm durch. Zur Kontrolle der Überwachung von Emissionen mit der Fortluft werden Kontrollmessungen an Aerosolfilterproben, Iodfilterproben, Tritium-Proben und Kohlenstoff-14-Proben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

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

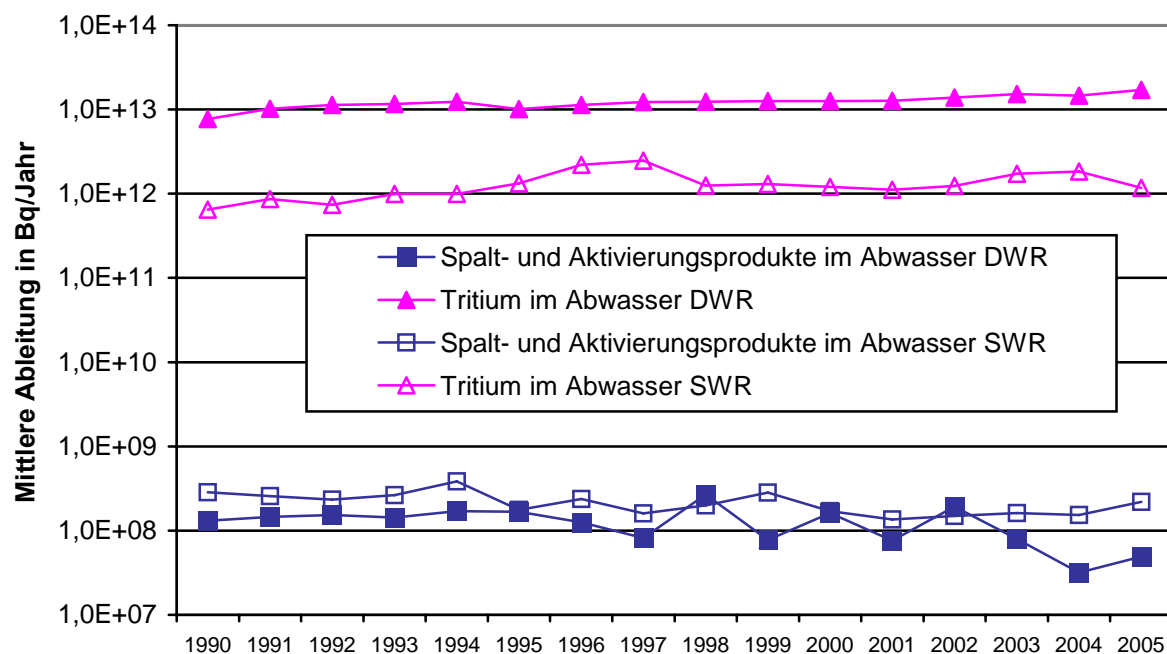
### Emissionen

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.



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



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

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 (2004 - 2006) wurden den Behörden entsprechend den radiologischen Meldekriterien [1A-17] nur drei solcher Fälle gemeldet. Bei einem Ereignis im Jahre 2004 trat eine Grenzwertüberschreitung bei Abgaben mit dem Abwasser auf. Es handelte sich um eine geringfügige Überschreitung des gleitenden Halbjahresgrenzwertes für die Tritiumabgabe im Kernkraftwerk Biblis A, wobei der Jahresgrenzwert nicht erreicht wurde. Bei den anderen beiden Fällen sind radioaktive Stoffe in sehr geringem Umfang weit unterhalb der Grenzwerte für Ableitungen auf nicht dafür vorgesehenem Weg mit Wasser in den Vorfluter abgeleitet worden.

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

## **Strahlenexposition der Bevölkerung**

### Strahlenexposition der Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb

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

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

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

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

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

hang, da aufgrund der sehr niedrigen Emissionen die Dosis durch das abgeleitete Kohlenstoff-14 dominiert wird, für das im Laufe der Zeit Nachweisverfahren und Bilanzierung geändert und verbessert wurden.

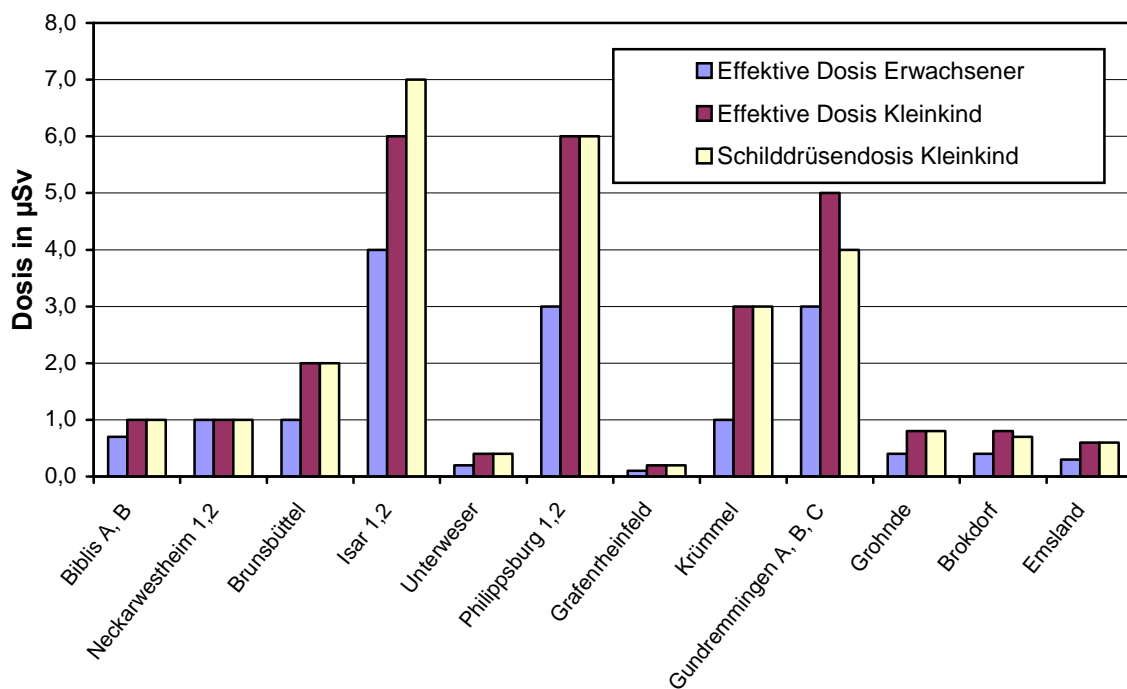


Abbildung 15-5 Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft der in Betrieb befindlichen Anlagen in 2005

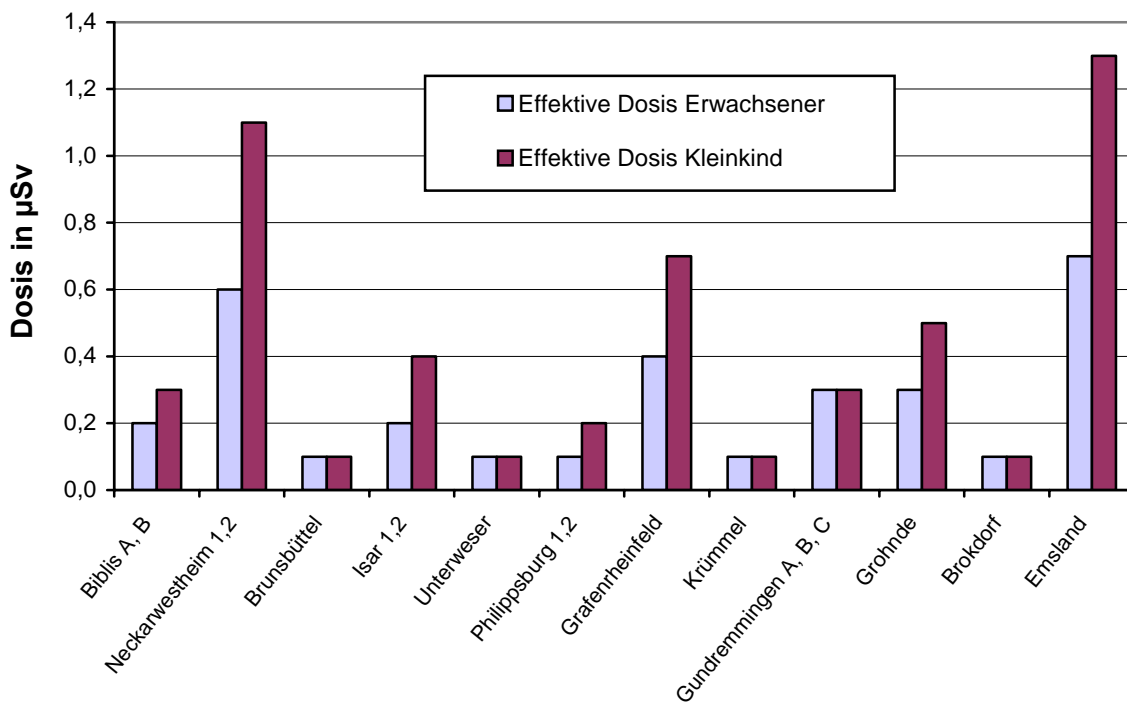
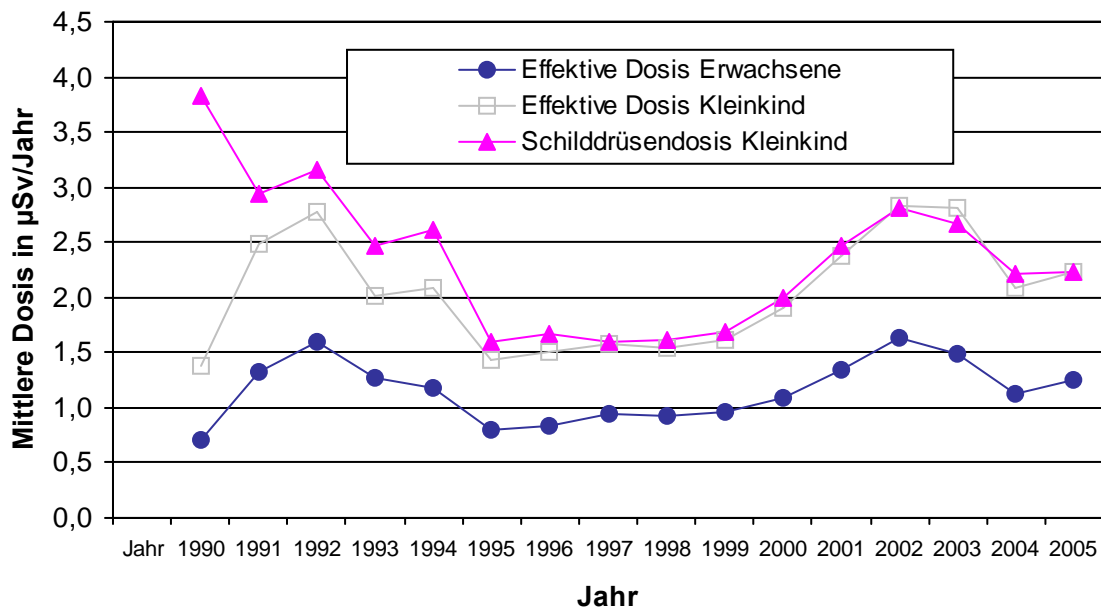


Abbildung 15-6 Dosis aus Ableitungen mit dem Abwasser der in Betrieb befindlichen Anlagen in 2005



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

Strahlenexposition der Bevölkerung bei Störfällen

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

Strahlenexposition der Bevölkerung bei Unfällen

Unfälle sind aufgrund der Auslegung der Anlagen sehr unwahrscheinlich. Für diese ist eine Festlegung von Dosisgrenzwerten oder Richtwerten als Zielvorgaben für den Schutz der Bevölkerung nicht praktikabel. Vielmehr wurden, u. a. bestätigt durch die Ergebnisse von Risikostudien und probabilistischen Sicherheitsanalysen, organisatorische und technische Maßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes zum Schutz der Bevölkerung ergriffen, um Unfälle 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.

## **Immissionsüberwachung und Immissionen**

### Immissionsüberwachung

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

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

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

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

### Immissionen

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 Wasserpfadens sind in Oberflächenwasser in Einzelfällen nachweisbar. Vereinzelt wird Tritium in Proben gemessen, die direkt an Auslaufbauwerken genommen wurden. Die Werte liegen überwiegend unter 100 Bq/l. Die Nuklidgehalte anderer Spalt- und Aktivierungsprodukte unterschreiten in der Regel die für diese Analysen erforderliche Nachweisgrenze. Der Gehalt an langlebigen radioaktiven Stoffen wie Cäsium-137 und Strontium-90 unterscheidet sich auch hier nicht von den an anderen Orten in Deutschland gemessenen Werten. Auch in Sedimentproben liegen die mittleren Radionuklidgehalte unterhalb der geforderten Nachweisgrenzen. In wenigen direkt an den Auslaufbauwerken genommenen Proben kann Kobalt-60 in geringer Konzentration gefunden werden. In 2004 wurden an drei Standorten 0,5 - 3 Bq/kg Trockensubstanz ermittelt. In Fischen, Wasserpflanzen, Grund- und Trinkwasser wurden keine radioaktiven Stoffe gefunden, die dem Betrieb der Kernkraftwerke zuzuordnen sind. Die durch Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Wasser verursachte Erhöhung der Gehalte an Spalt- und Aktivierungsprodukten ist somit aus radiologischer Sicht vernachlässigbar gering.

## **Fernüberwachung von Kernkraftwerken (KFÜ)**

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

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

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

Die Verwendung der im KFÜ erhobenen Daten umfasst vorrangig die aufsichtliche Verfolgung betrieblicher Vorgänge und Auslösung automatischer Alarmierungen der Aufsichtsbehörde bei Grenzwertüberschreitungen. Die Weiterverarbeitung dieser Daten im Zusammenhang mit meteorologischen Einflussgrößen in geeigneten Rechenprogrammen ermöglicht eine Beurteilung und Prognose der Strahlenexposition in der Umgebung der Anlagen, insbesondere nach einer Freisetzung radioaktiver Stoffe bei Störfällen oder Unfällen. Die Ergebnisse dienen somit auch für Zwecke 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 Umweltradioaktivität (IMIS) erfasst. Dieses System wird vom BfS betrieben. Die Überwachung umfasst alle relevanten Umweltbereiche von der Atmosphäre und den Oberflächengewässern bis hin zu Probeentnahmen bei Nahrungsmitteln und Trinkwasser. Kernstück ist das mehr als 2 000 Messstellen umfassende Messnetz zur Erfassung der Gamma-Ortsdosisleistung. Alle gemessenen Daten laufen bei der Zentralstelle des Bundes zur Überwachung der Umweltradioaktivität im BfS zusammen und werden von dort an das BMU weitergeleitet. Dieses Mess- und Informationssystem ist permanent im Einsatz.

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

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



## **Artikel 15: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

Im Berichtszeitraum wurden zur Verbesserung des Schutzes des Personals die Richtlinien zur Ermittlung der Körperdosen [3-42] und [3-42.1] sowie zur Planung von Strahlenschutzmaßnahmen bei Tätigkeiten in kerntechnischen Anlagen [3-43.1] und die Allgemeine Verwaltungsvorschrift zum Strahlenpass [2-2] überarbeitet und weiterentwickelt.

Zu Verbesserung der Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe in die Umwelt wurden die Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung [3-23] sowie die Rahmenempfehlung zur Fernüberwachung [3-54] aktualisiert. Im Bereich der Überwachung der Umwelt-radioaktivität konnte im Jahr 2006 die überarbeitete Fassung der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zum Integrierten Mess- und Informationssystem (IMIS) [2-4] verabschiedet werden. Sie ersetzt die alte Fassung aus dem Jahr 1995 und berücksichtigt sowohl die technischen und organisatorischen Änderungen nach den umfangreichen Neuerungen im IT-Bereich als auch Fortschritte im Bereich der Messtechnik und Anpassungen durch Veränderungen bei den Umweltmedien.

Die Störfallberechnungsgrundlagen wurden 2003 überarbeitet. Die überarbeitete Fassung liegt zurzeit als Empfehlung der Strahlenschutzkommission vor [3-33].

Darüber hinaus ergeben sich im Einzelfall Neuerungen aufgrund der Überarbeitung der Richtlinie zur Fachkunde im Strahlenschutz [3-40], die zwar im nicht-kerntechnischen Bereich anzuwenden ist, aber Relevanz für z. B. Radiographieunternehmen oder auch für externe Lager für radioaktive Stoffe (ohne Kernbrennstoffe) besitzt.

## **Artikel 15: Zukünftige Aktivitäten**

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

## 16 Notfallvorsorge

### ARTICLE 16 EMERGENCY PREPAREDNESS

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

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

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

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

### Artikel 16 Notfallvorsorge

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

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

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

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

### Struktur und Ziele der Notfallvorsorge

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

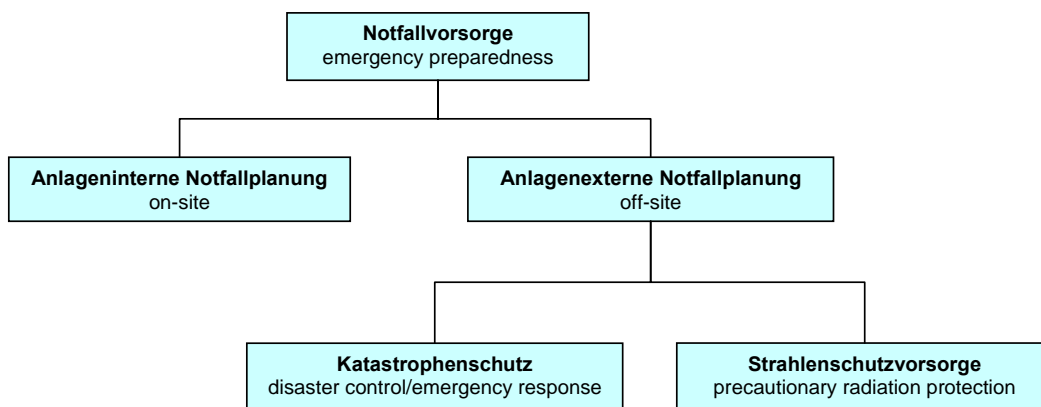


Abbildung 16-1 Struktur der Notfallvorsorge

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

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

Bevölkerung ausgerichtet und dient dem vorbeugenden Gesundheitsschutz.

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

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

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

## 16 (1) Notfallvorsorge, Notfallpläne

### Aufgaben und Zuständigkeiten

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

#### Betreiber der kerntechnischen Anlage

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

Der Betreiber benachrichtigt beim Eintritt eines Notfalls unverzüglich die zuständigen Behörden. Er ist dazu verpflichtet, den Behörden die für die Gefahrenabwehr notwendigen Informationen zeit- und lagegerecht zur Verfügung zu stellen und die Behörden bei der Lageermittlung und bei der Entscheidung über Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung zu beraten und zu unterstützen.

Die Notfallpläne der Betreiber stellen sicher, dass diese Maßnahmen unverzüglich umgesetzt werden können.

### Behörden der Länder

Die Gefahrenabwehr durch den *Katastrophenschutz* ist nach Artikel 70 Grundgesetz [1A-1] Aufgabe der Länder, die hierzu Katastrophenschutzgesetze erlassen haben. Die Zuständigkeit für die Umsetzung liegt bei den Innenbehörden und wird dabei landesabhängig auf regionale oder auch auf kommunale Ebene delegiert. Die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden und die Strahlenschutzbehörden der Länder werden unterstützend tätig (→ Abbildung 16-2).

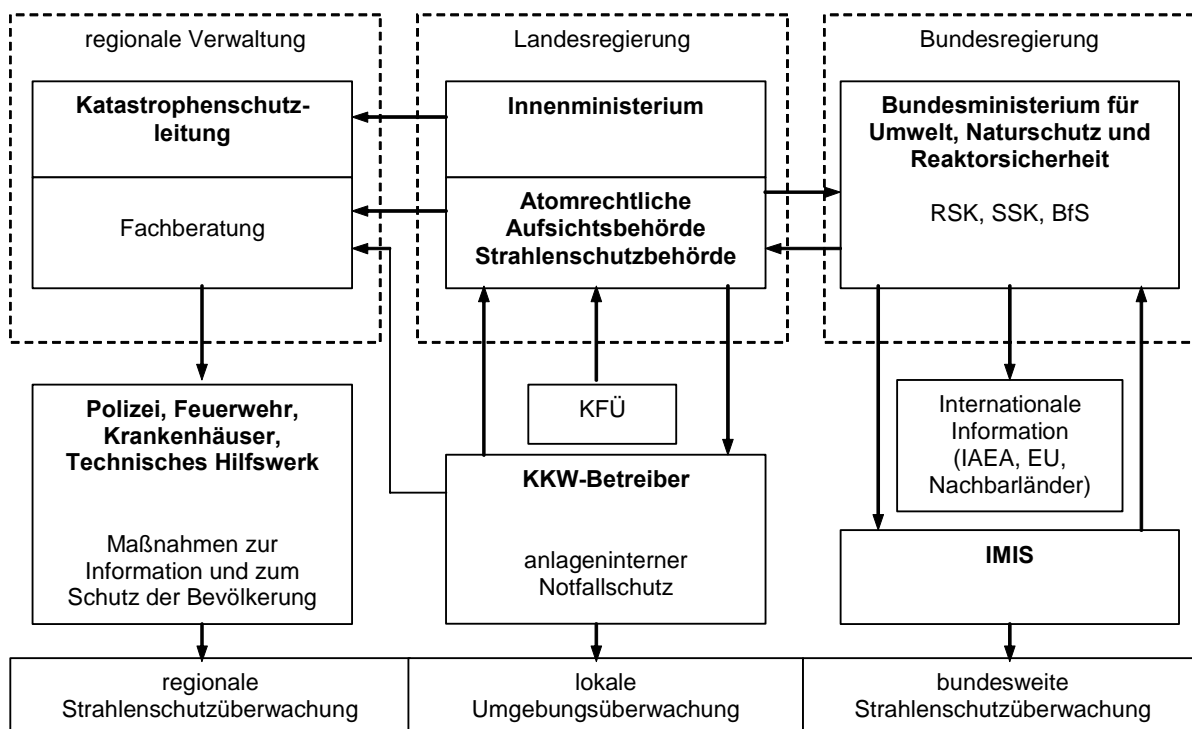
### Behörden des Bundes und der Länder

Das BMU koordiniert die Maßnahmen der Länder, wenn mehr als ein Land von einem Unfall betroffen ist. Bei Bedarf stellt das BMU die ihm verfügbaren Ressourcen einschließlich des BfS oder seiner Beratungsgremien RSK und SSK zur Unterstützung und Beratung der Länder zur Verfügung.

Die bundesweite Koordinierung der Katastrophenschutzplanung durch abgestimmte Empfehlungen wird unter Leitung des BMU gemeinsam von Bund und Ländern wahrgenommen. Dazu gehören die Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen [3-15.1.], die radiologischen Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden [3-15.2.] sowie die Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken [3-31], [3-32].

Im Rahmen der *Strahlenschutzvorsorge* ist der Bund zur Festlegung von Grenzwerten und Maßnahmen ermächtigt. Soweit es sich um Ereignisse mit ausschließlich regionaler Auswirkung handelt, kann jedoch die für die Strahlenschutzvorsorge zuständige Landesbehörde Maßnahmen zum vorbeugenden Gesundheitsschutz festlegen. Der Bund überwacht und bewertet mit Hilfe des Integrierten Mess- und Informationssystems (IMIS) [2-4] die radiologische Lage in Deutschland sowohl im Routinebetrieb als auch bei Störfällen oder Unfällen mit dann höherer Mess- und Probenahmefrequenz (→ Artikel 15).

Das BMU ist zuständig für die Wahrnehmung der internationalen Informations- und Meldepflichtungen, z. B. zur Umsetzung des „Übereinkommens über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen“ [1E-6] und des „Übereinkommens über Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen oder radiologischen Notfällen“ [1E-6] sowie für den Informationsaustausch entsprechend den bilateralen Vereinbarungen für radiologische Notfälle.



**Abbildung 16-2 Organisation der Notfallvorsorge**

### Regeln und regulatorische Grundlagen

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

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

In der anlagenexternen Notfallplanung wird der erforderliche Planungsumfang des Katastrophenschutzes durch die „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ [3-15.1.] vorgegeben. Grundsätze und Erläuterungen sind in den zugehörigen „Radiologischen Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden“ [3-15.2.] beschrieben. Die „Rahmenempfehlungen“ [3-15.1.] bilden als eine gemeinsam von Bund und Ländern erarbeitete Empfehlung die Grundlage für die Planung des Katastrophenschutzes in der Umgebung der Anlage. Sie legen u. a. Planungsgebiete, Maßnahmen und weitere Vorkehrungen der Behörden sowie erforderliche Unterlagen fest. Sie wurden in den letzten Jahren überarbeitet und sind fertig gestellt. Nach der in 2007 zu erwartenden abschließenden Zustimmung der Beschlussgremien werden sie anschließend neu veröffentlicht.

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

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

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

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

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

## **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)). Die genannten Regelungen stellen in ihrer Gesamtheit den Notfallplan des Betreibers dar. Hier sind u. a. enthalten:

- Maßnahmen zum Herstellen der Arbeitsfähigkeit der Krisenorganisation,
- Kriterien zur Alarmierung der zuständigen Behörden,
- Technische Maßnahmen zum Vermeiden und Begrenzen von Schäden,
- Messprogramme zum Ermitteln der radiologischen Lage und
- Maßnahmen für die effiziente Kommunikation mit 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. Vorrangiges Ziel der Planungen des Katastrophenschutzes ist es, für den Fall einer unfallbedingten Freisetzung unmittelbare Folgen der Auswirkungen des Unfalls auf die Bevölkerung zu verhindern oder zu begrenzen. Inhaltliche Grundlage der Planung in der 25-km-Zone 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.

In der aktuell überarbeiteten Fassung der Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen [3-15.1.] werden die bisher bis 25 km reichenden Planungszonen, in denen der Einsatz von Iodtabletten für Kinder und Jugendliche unter 18 Jahren sowie für Schwangere vorzubereiten ist, um eine Fernzone bis 100 km erweitert. Bestandteil der Planungen sind darüber hinaus die erforderlichen Messungen zur Lageermittlung.

Die räumlich und zeitlich über diese Planungen hinausgehenden Entscheidungen werden im Rahmen der Strahlenschutzvorsorge auf der Grundlage von Messungen durch die Krisenorganisation des BMU getroffen. Als Entscheidungsgrundlage dienen hier die Maßnahmenstrategien und Richtwerte des Maßnahmenkatalogs [4-3], in dem die Empfehlungen der „Radiologischen Grundlagen“ [3-15.2.] sowie die EU-Höchstwerte für radioaktive Stoffe in Nahrungs- und Futtermitteln [1F-30] [1F-31] berücksichtigt werden. Sofern erforderlich, werden Maßnahmen des Katastrophenschutzes auch außerhalb des Planungsgebietes durch die Katastrophenschutzbehörden umgesetzt.

Wichtiger Aspekt der Planung ist der Informationstransfer zwischen den Behörden und insbesondere die Alarmierung der Behörden durch den Betreiber. RSK und SSK haben hierzu „Kriterien für die Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde durch die Betreiber kerntechnischer Einrichtungen“ empfohlen [4-2], [4-2.1]. Danach legt der Betreiber in der Alarmordnung anlagenspezifische Emissions- und Immissionskriterien sowie technische Kriterien für Voralarm und Katastrophenalarm fest, bei deren Erreichen er die Katastrophenschutzbehörden mit Angabe der jeweiligen Alarmierungsstufe alarmiert. Dabei sind die technischen Kriterien, z. B. sehr hohe Temperatur oder niedriger Füllstand im RDB, von besonderer Bedeutung, da sie frühzeitig auf eine Verletzung von Sicherheitszielen hindeuten und eine schnelle Alarmierung erlauben. Eine weitere Möglichkeit der Alarmierung der Katastrophenschutzbehörden besteht durch die zuständige Aufsichtsbehörde.

Eine besondere Katastrophenschutzplanung wird in Abstimmung mit den betroffenen Nachbarländern für solche ausländischen Kernkraftwerke getroffen, die wegen ihrer grenznahen Lage Katastrophenschutzmaßnahmen auf deutschem Gebiet erfordern können.

### **Lagebeurteilung**

Die Lageermittlung wird von einem radiologischen Lagezentrum mit den jeweils verfügbaren Informationen über den Anlagenzustand, die meteorologische Lage und die Emissions- und Immissionssituation durchgeführt. Sie beruht zunächst auf Prognosen, später zunehmend auf Messungen in der Umgebung.

In der Vorfreisetzungsphase wird die zu erwartende radiologische Lage in der Umgebung der Anlage aufgrund von Prognosedaten des Quellterms und der meteorologischen Situation abgeschätzt. Es wird das zentral vom BfS betriebene Entscheidungshilfesystem RODOS, ggf. in Verbindung mit dem Kernkraftwerk-Fernüberwachungssystem (KFÜ) des Landes (→ Artikel 15) eingesetzt. Alternativ werden in einzelnen Ländern länderspezifische Systeme verwendet. Mit RODOS können lokale bzw. regionale Auswirkungen von Frei-

setzungen sowie die Wirkung von Schutzmaßnahmen berechnet und damit Lageinformationen und Konsequenzabschätzungen als Entscheidungshilfe für die Behörden bereitgestellt werden. Die Quelltermdaten liefert der Betreiber aufgrund seiner Lageeinschätzung. Für die Systeme erforderliche Wetterdaten resultieren aus den am Standort gemessenen Daten des KFÜ sowie aus der numerischen Wetterprognose des Deutschen Wetterdienstes.

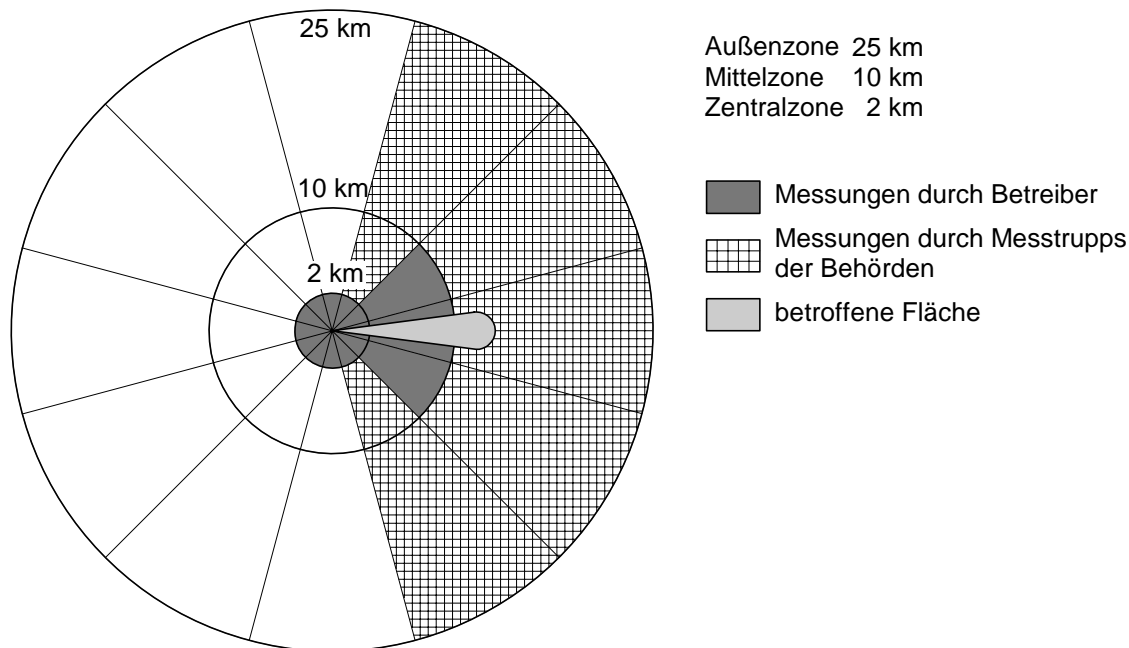
In der Freisetzungsphase ermittelt der Betreiber den Quellterm, ggf. stehen zusätzlich Daten des KFÜ zur Verfügung. Zur Beurteilung der radiologischen Lage stehen in dieser Phase weiterhin die Daten der im Nahbereich der Anlagen fest installierten Ortsdosisleistungssonden des KFÜ und des Integrierten Mess- und Informationssystems des Bundes (IMIS) sowie ggf. erste Daten von Messtrupps zur Verfügung. Auch hier kommen die beschriebenen Entscheidungshilfesysteme zum Einsatz. Sobald Daten der Messungen entsprechend den vorgesehenen Messprogrammen (→ Abbildung 16-3) vorliegen, wird die prognostizierte Lage überprüft und an die durch Messungen ermittelte Lage angepasst.

In der Nachfreisetzungsphase liefern die Mess- und Probenahmedienste des Betreibers und der Behörden (durch die unabhängigen Messstellen) entsprechend den Vorgaben der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) [3-23] Daten zur Ermittlung der radiologischen Lage, die durch einfache Anschlussmessungen von Strahlenspürtrupps ergänzt werden. Die Bodenkontamination in der weiteren Umgebung der Anlage sowie die Identifizierung von Bereichen erhöhter Dosisleistung (hot spots) wird mittels Aerogammaspektrometrie dargestellt. Die Messdienste werden vom radiologischen Lagezentrum geführt.

Die großräumige Entwicklung der radiologischen Lage in Deutschland wird mit dem IMIS ermittelt und dargestellt, das Informationen zur Entscheidung über Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge bereitstellt.

Die Notwendigkeit, eine große Zahl von Behörden und Organisationen über die aktuelle Lage im Falle eines radiologischen Ereignisses kurzfristig und effektiv zu informieren, hat zur bundesweiten Einführung des elektronischen Lage-Informationssystems ELAN geführt, mit dem internet-basiert auf einer hinsichtlich der Datenverarbeitung gesicherten Leitung Lageinformationen sowie weitergehende Daten und Informationen für die zuständigen bzw. angeschlossenen Behörden und Organisationen bereitgestellt werden.





**Abbildung 16-3 Einsatzgebiete der verschiedenen Mess- und Probenahmedienste**

Neben dem computergestützten System RODOS stehen als Hilfsmittel für die Lageermittlung und Beurteilung der „Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen“ [4-4] mit dem zugehörigen Erläuterungsbericht [4-4.1] sowie der so genannte Maßnahmenkatalog [4-3] „Übersicht über Maßnahmen zur Verringerung der Strahlenexposition nach Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen (Maßnahmenkatalog), Band 1 und 2“ zur Verfügung.

Der Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz zielt speziell auf die Lagebewertung im Katastrophenschutz und wurde 2004 neu veröffentlicht, wobei Aktualisierungen in den zugrunde liegenden Unterlagen und Daten eingebracht wurden. Er wurde als computergestützte Fassung unter der Bezeichnung PLUTO bereitgestellt.

Der Maßnahmenkatalog [4-3] behandelt neben den Katastrophenschutzmaßnahmen insbesondere Maßnahmen zum vorbeugenden Gesundheitsschutz und hier speziell Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich. Er dokumentiert u. a. abgeleitete Richtwerte und Referenzwerte als Entscheidungsgrundlage. Der Maßnahmenkatalog wird zurzeit aktualisiert. Eingearbeitet werden neben Informationen zu Entscheidungsstrategien im landwirtschaftlichen Bereich solche zu Entsorgungsmaßnahmen sowie zur Problematik der Akzeptanz kontaminierter landwirtschaftlicher Produkte bei Verbrauchern und im Bereich der Verarbeitung und Vermarktung [4-3, Teil 3].

### Maßnahmen innerhalb der Anlage

Der Betreiber eines Kernkraftwerkes ist für die Durchführung aller anlageninternen Maßnahmen zur Bewältigung von Notfällen verantwortlich. Hierzu gehört auch die Alarmierung der zuständigen Behörden entsprechend den hierfür vorgesehenen Alarmierungsplänen. Die Vorgehensweisen bei Störungen, Störfällen und Notfällen sind in Artikel 19 (iv) beschrieben. Maßnahmen zur Reduzierung der Eintrittswahrscheinlichkeit für schwere Störfälle (präventive Notfallmaßnahmen) oder Maßnahmen zur Minderung der Auswirkungen von schweren Störfällen mit Kernschäden (mitigative Notfallmaßnahmen) wurden in die Auslegung aufgenommen bzw. bei vorhandenen Anlagen nachgerüstet. Sie sind in Artikel 18 (i) behandelt.

## **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 Effekte vermieden werden.
- Das Risiko stochastischer Wirkungen für die Einzelpersonen soll durch Maßnahmen herabgesetzt werden.
- Die Maßnahmen für die betroffenen Personen sollen mehr Nutzen als Schaden bringen.

In den „Radiologischen Grundlagen“ [3-15.2.] sind insbesondere die Eingreifrichtwerte (als vorgegebene Planungswerte) für die Implementierung geeigneter Maßnahmen des Katastrophenschutzes begründet, um bei einer Freisetzung von Radionukliden nach Eintritt eines kerntechnischen Unfalls die angesprochenen Ziele zu erreichen. Im Ereignisfall werden aus diesen Richtwerten unter der Berücksichtigung der aktuellen Randbedingungen und Optimierungsüberlegungen die zur Anwendung gelangenden Eingreifwerte abgeleitet.

Die „Radiologischen Grundlagen“ begründen auch den in Deutschland vollzogenen Übergang von dem in der Veröffentlichung Nr. 63 der ICRP empfohlenen Bandbreiten- oder Zwei-Schwellen-Konzept zu dem in den IAEA Basic Safety Standards No. 115 beschriebenen Startwert-Konzept, in dem die Verwendung maßnahmenspezifischer Eingreifrichtwerte als Startwerte empfohlen wird, in die bereits grundsätzliche Optimierungsüberlegungen bezüglich der Entscheidung eingegangen sind. Diese fallen mit der unteren Schwelle des in der ICRP Publikation 63 angegebenen Intervalls des Zwei-Schwellen-Konzeptes zusammen. Als Entscheidungsgrundlage werden potentielle Dosen herangezogen. Das von der ICRP formulierte Konzept der vermeidbaren Dosis wird als Entscheidungsgrundlage für kurzfristige Maßnahmen aus Gründen der Praktikabilität nicht angewendet.

Die Tabelle 16-2 enthält die in den „Radiologischen Grundlagen“ festgelegten Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen. Als weitere Kriterien werden in der Strahlenschutzvorsorge insbesondere die EU-Höchstwerte der Aktivitätskonzentration für Nahrungsmittel herangezogen [1F-30] und [1F-31].

**Tabelle 16-2 Eingreifrichtwerte für Schutzmaßnahmen**

Maßnahme	Eingreifrichtwert		
	Organdosis Schilddrüse	Effektive Dosis	Erläuterungen zu Integrationszeiten und 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

Zum Strahlenschutz der Einsatzkräfte im Ereignisfall, die als Anlagenpersonal, Sicherheits- und Rettungspersonal (z. B. Polizei, Feuerwehr, Sanitäter, Ärzte) oder für bestimmte Arbeiten (z. B. Messungen, Transporte, Reparaturen, Bauarbeiten) eingesetzt sind, sind Festlegungen in der Strahlenschutzverordnung (§ 58 und insbesondere § 59 StrlSchV) und den „Radiologischen Grundlagen“ [3-15.2.] enthalten (→ Tabelle 15-1). Diese sind in den einschlägigen Dienstvorschriften der Feuerwehr [4-5] und der Polizei [4-6] berücksichtigt.

Schutzmaßnahmen im betroffenen Gebiet zur Gefahrenabwehr

Die anlagenexterne Notfallplanung bezieht sich auf die Vorbereitung und Durchführung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung vor den Auswirkungen störfall- oder unfallbedingter Freisetzungen von Radionukliden, die Kontaminationen und erhöhte Strahlenexpositionen zur Folge haben.

Prioritär zur Umsetzung dieser Ziele sind im Katastrophenschutz als kurzfristige Maßnahmen

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

ggf. mit ergänzenden und flankierenden Maßnahmen (z. B. Vorverteilung von Iodtabletten) vorgesehen.

Während die Maßnahmen „Aufenthalt in Gebäuden“ und „Evakuierung“ hinsichtlich Konzeption und Implementierung keine Veränderungen erfahren haben und weiterhin für ein Gebiet bis 10 km Radius vorgeplant werden, wurde die Verteilung von Jodtabletten in den letzten Jahren hinsichtlich der Konzeption angepasst und erweitert. Auf Basis der Empfehlung der SSK „Iodblockade der Schilddrüse bei kerntechnischen Unfällen“ (1996) und der Stellungnahmen von 1997 und 2001 zum Thema „Iodblockade“, in denen die SSK u. a. die international anerkannten Empfehlungen der WHO von 1989 übernommen hat, wurden die Planungen zur Neubeschaffung und Verteilung von Kaliumiodidtabletten (Iodtabletten) zum Schutz der Bevölkerung umgesetzt. Die Merkblätter zur Information der Bevölkerung über die Verwendung von Iodtabletten wurden zur Anpassung an den aktuellen Stand der Empfehlungen überarbeitet und 2004 von der SSK verabschiedet und neu veröffentlicht [3-15.3.].

Im besonderen Planungsbereich bis 25 km erfolgt im Bereich 0 - 5 km für alle Personen unter 45 Jahren eine Vorverteilung an die Haushalte, im Bereich 5 - 10 km eine Vorverteilung an die Haushalte oder eine Vorhaltung und Lagerung bevölkerungsnah an mehreren Stellen in den Gemeinden (z. B. Rathäuser, Schulen, Krankenhäuser, Betriebe), auch für die Einsatzkräfte und im Bereich 10 - 25 km eine Vorhaltung und Lagerung bevölkerungsnah in den Gemeinden bzw. in geeigneten Einrichtungen. Die Umsetzung der Verteilung und Lagerung liegt in der Zuständigkeit der Länder.

Für den Entfernungsbereich 25 - 100 km werden die Tabletten für Kinder/Jugendliche unter 18 Jahren und Schwangere in sieben zentralen Lagern vorgehalten. Für die ereignisabhängige Verteilung im Entfernungsbereich 25 - 100 km aus diesen Lagern wurde durch eine Bund-Länder-Arbeitsgruppe ein Konzept erarbeitet und umgesetzt.

Ergänzend zu diesen Maßnahmen wird zur Vermeidung von Inkorporationsdosen durch die Ingestion frisch geernteter kontaminierter Nahrungsmittel eine vorsorgliche Warnung vor dem Verzehr solcher Nahrungsmittel ausgesprochen. Nach Vorliegen entsprechender Daten aus Messungen wird diese Vorsorgemaßnahme an die Lage angepasst.

Über diese Schutzmaßnahmen hinaus enthalten die „Rahmenempfehlungen“ [3-15.1.] eine Zusammenstellung weiterer Maßnahmen, die in die Planungen einzubeziehen sind:

- Warnung und Unterrichtung der Bevölkerung,
- Verkehrslenkung, -regelung und -einschränkung des Straßenverkehrs,
- Dekontamination der betroffenen Bevölkerung und der Einsatzkräfte,
- Ärztliche Betreuung und Versorgung der betroffenen Bevölkerung und der Einsatzkräfte,
- Veranlassung von Verkehrseinschränkungen für Schienenverkehr, Schifffahrt und Luftverkehr,
- Information der Wassergewinnungsstellen,
- Sperrung kontaminierter Wassergewinnungsstellen,
- Warnung der Bevölkerung vor Gebrauch des Wassers, vor Wassersport und Fischfang,
- Unterrichtung der Schifffahrt,
- Sperrung stark kontaminierter Flächen,
- Gewährleistung der Nahrungsmittelversorgung,
- Gewährleistung der Wasserversorgung,
- Versorgung der Tiere mit Futtermitteln, in Sonderfällen Verlegung; ggf. Tötung und Beseitigung stark kontaminierter Tiere,
- Dekontamination von Verkehrswegen, Häusern, Gerätschaften und Fahrzeugen und
- Unterbindung des Inverkehrbringens kontaminierter Nahrungs- und Futtermittel.

Ein Teil dieser Maßnahmen dient auch der Strahlenschutzvorsorge und wird entsprechend dem „Maßnahmenkatalog“ [4-3] veranlasst.

### Schutzmaßnahmen der Strahlenschutzvorsorge zur Risikominimierung

In denjenigen Gebieten, in denen Katastrophenschutzmaßnahmen nicht gerechtfertigt sind, dienen Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge dazu, die Strahlenexposition der Bevölkerung zu reduzieren.

Der hierzu vorbereitete „Maßnahmenkatalog“ [4-3] behandelt als einen Schwerpunkt Maßnahmen der Strahlenschutzvorsorge in Form von Verhaltensempfehlungen für die Bevölkerung und eine große Zahl von Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich zur Vermeidung oder Verringerung der Kontamination landwirtschaftlicher Produkte sowie der landwirtschaftlich genutzten Flächen. Die Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich sind situationsangepasst nach den Unfallphasen (vor und während des Durchzugs der radioaktiven Wolke; nach Durchzug der Wolke) gegliedert und insbesondere an den EU-Höchstwerten [1F-30] 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. Neuere Erkenntnisse deuten darauf hin, dass akzeptanzbedingt die Nutzung kontaminierter landwirtschaftlicher Produkte begrenzt sein wird und damit die Entsorgung eine höhere Bedeutung als die Verarbeitung mit dem Ziel der Dekontamination haben wird.

## **Übungen**

### Ausbildung

Um im Ereignisfall die erforderlichen Schutzmaßnahmen erfolgreich durchführen zu können, müssen auf allen Ebenen die an der Bewältigung der Krise beteiligten Personen angemessen ausgebildet, qualifiziert und vorbereitet sein. Daher wird dem Training der Einsatzkräfte innerhalb und außerhalb der Anlage große Bedeutung beigemessen. Dies gilt speziell für die Vorbereitung des Kernkraftwerkspersonals und besonders des verantwortlichen Schichtpersonals auf die Beherrschung eines Notfalles in der Anlage [3-2], [3-38], [3-39], [3-65]. Für das externe Einsatzpersonal werden die Ausbildung und Vorbereitung aufgabenbezogen in den entsprechenden Organisationen durchgeführt.

### Übungen des Betreibers

Die vorgesehenen Maßnahmen des Betreibers werden durch regelmäßige Übungen trainiert, überprüft und weiterentwickelt. Übungen, die den Einsatz der Krisenorganisation des Betreibers beinhalten, werden im Allgemeinen ein Mal pro Jahr durchgeführt.

Um möglichst realitätsnah üben zu können, werden die den Übungen zugrunde liegenden Unfallszenarien in der Regel sehr detailliert ausgearbeitet. Typische Übungsszenarien sind Ereignisse mit Kühlmittelverlust, Ereignisse mit Einwirkungen von Außen (Erdbeben, Hochwasser, Flugzeugabsturz etc.), Ereignisse mit ATWS und Ereignisse mit Station Blackout. Diese Ereignisse sind, um entsprechend den Übungszielen gefahrbringende Situationen zu simulieren, kombiniert mit unzureichender Kernkühlung und/oder Nachwärmeabfuhr und/oder unzureichendem Gebäudeabschluss. In den letzten Jahren finden auch Ereignisse aus dem Bereich der Anlagensicherung Eingang in das Übungsprogramm der Betreiber. 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.

### Übungen der Behörden auf nationaler Ebene

Die Katastrophenschutzbehörden auf Landesebene und regionaler Ebene führen an den Standorten von Kernkraftwerken regelmäßig, aufgrund des großen Aufwandes jedoch in Zeitabständen von mehreren Jahren, große Katastrophenschutzübungen durch. An diesen externen Übungen nimmt neben den zuständigen Behörden und den fachlichen Beratungsgremien auch der Betreiber der Anlage teil. Eine aktive Beteiligung der potentiell betroffenen Bevölkerung an den Übungen ist im Normalfall nicht vorgesehen.

Ziele dieser Übungen sind das verbesserte Zusammenwirken der verschiedenen beteiligten Stellen und Organisationen im Rahmen des Notfallmanagements sowie das Sicherstellen einer effektiven Arbeit im Katastrophenschutz und in der Strahlenschutzvorsorge. Weiteres Übungsziel ist der praktische Einsatz von Kräften im Rahmen der Messaufgaben und spezieller Unterstützungsleistungen, wie etwa die Erprobung von kurzfristig eingerichteten Notfallstationen für Dekontaminationsmaßnahmen und medizinische Versorgung der Bevölkerung, sowie die Kommunikation und Zusammenarbeit der verschiedenen beteiligten Behörden und Organisationen.

Das Szenarium dieser Übungen mit dem Schwerpunkt auf den anlagenexternen Maßnahmen wird in der Regel von der Behörde erarbeitet. Es wird im Szenarium eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung unterstellt, ohne den konkreten Unfallablauf in der Anlage selbst zu betrachten, und es 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.

In noch seltenen Fällen werden standortbezogene integrierte Übungen abgehalten, bei denen sowohl der Betreiber als auch die zuständigen Behörden potentiell betroffener Bundesländer eine Übung mit einem anlagenspezifischen Szenarium durchführen. Die bisher umfangreichste Übung dieser Art, die mehrere Bundesländer umfasste, wurde 2005 für das Kernkraftwerk Krümmel (KKK) in Norddeutschland durchgeführt. Solche Übungen werden zukünftig auch an anderen Standorten stattfinden.

Zur Verbesserung der Maßnahmen für den Katastrophenschutz wird der Schwerpunkt in den nächsten Jahren auf Einrichtungen liegen, die auf der Nutzung moderner Informationstechnologien basieren, etwa eine gemeinsame Messzentrale, ein Katastrophenschutzdatenmanagement- und Informationssystem oder eine elektronische Lagedarstellung mit entsprechendem Kommunikationskonzept.

### 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 gutes Beispiel für die grenzüberschreitende Zusammenarbeit ist die im Rahmen der INEX-3 Übungsserie durchgeführte gemeinsame deutsch-österreichische Tabletop-Übung, die zeitgleich vom 13. - 14. September 2005 im deutschen Bundesumweltministerium in

Bonn und im österreichischen Bundesministerium für Land- und Forstwirtschaft, Umwelt und Wasserwirtschaft (BMLFUW) in Wien stattfand. Ca. 60 Personen aus verschiedenen Bundes- und Landesbehörden und Expertenorganisationen in Deutschland und in Österreich waren an der erfolgreichen Übung beteiligt, deren Ziel das grenzüberschreitende abgestimmte Notfallmanagement bei einem radiologischen Ereignis (Brand einer Cs-137-Quelle) war.

Deutschland hat zudem an der CONVEX-3 Übung vom 11. - 12. Mai 2005 teilgenommen, wobei diese national als Stabsrahmenübung durchgeführt wurde. Das Bundesumweltministerium als zuständige nationale Fachbehörde, das Bundesamt für Strahlenschutz, der Deutsche Wetterdienst und die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) waren an der CONVEX-3 beteiligt. Die vorgesehenen Übungsziele, wie z. B. der zeitnahe Informationsaustausch zwischen BMU, IAEA, EU und Rumänien, der verbesserter Alarmierungsablauf, die radiologische Lageermittlung und -bewertung sowie der web-basierte Informationsaustausch zwischen den nationalen Stäben, konnten erreicht werden.

Grundsätzlich nehmen an den regelmäßigen Übungen der EU (ECURIE-Übungen), der IAEA (CONVEX-Übungen) und der OECD/NEA (INEX-Übungen) entsprechend ihrer Zuständigkeit Mitarbeiter des BMU teil, darüber hinaus sind je nach Übungslage auch unterstützende Stellen, andere Bundesressorts und die zuständigen Behörden von Bundesländern beteiligt.

Um die nukleare Notfallvorsorge international auf einen ausreichend hohen Stand fortzuschreiben und zu harmonisieren, arbeiten Vertreter des BMU und anderer Stellen für Deutschland in den entsprechenden Gremien bei OECD/NEA, IAEA und bei der EU.

## **16 (2) Information der Bevölkerung und der Nachbarstaaten**

### **Information der Bevölkerung**

Die EURATOM-Richtlinie zur Information der Bevölkerung in radiologischen Notstandssituationen [1F-29] ist in den §§ 51 und 53 StrlSchV [1A-8] umgesetzt. Die wesentlichen Inhalte der Information an die Bevölkerung sind in Anlage XIII der Strahlenschutzverordnung festgelegt, dabei wird unterschieden zwischen den Informationen, die der Bevölkerung als Vorbereitung auf eine radiologische Notstandssituation zu übermitteln sind, und den relevanten Informationen in einem konkreten Notfall nach § 51 (2) StrlSchV.

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

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

Realisiert wird diese Information durch eine von den Betreibern finanzierte Broschüre, die der Bevölkerung in Abstimmung mit den Katastrophenschutzbehörden in der Umgebung kerntechnischer Anlagen zugestellt wird.

Bei einem sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignis in einer kerntechnischen Anlage, das zu einer radiologischen Notstandssituation in der Umgebung führt, unterrichten die zuständigen Behörden entsprechend der Vorgabe des § 51 (2) StrlSchV unverzüglich die möglicherweise betroffene Bevölkerung und geben Hinweise über Verhaltensmaßnahmen einschließlich genauer Hinweise für zu ergreifende Gesundheitsschutzmaßnahmen. Die an die Bevölkerung zu übermittelnden Informationen sind in Anlage XIII Teil A der Strahlenschutzverordnung zusammengefasst und betreffen u. a.

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

Auch bei einer Vorwarnstufe (Voralarm) sind entsprechende Informationen an die Bevölkerung zu geben. Einzelheiten sowie Mustertexte hierzu sind in den überarbeiteten Rahmenempfehlungen niedergelegt. Ein Informationskonzept zur weiteren Konkretisierung wird erarbeitet.

Die Information erfolgt über verschiedene Medien wie Rundfunk, Fernsehen oder aber durch Lautsprecherdurchsagen.

### **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-33] und nach dem Übereinkommen über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen [1E-6]. Sie dienen ebenso als Basis für den Informationsaustausch zur Erfüllung bilateraler Vereinbarungen. Dadurch wird eine zeitgerechte Information der Nachbarstaaten Deutschlands sichergestellt. Die Routinemessungen nach der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) [3-23] werden auch zur Berichterstattung gegenüber der EU im Rahmen von Artikel 36 des EURATOM-Vertrages verwendet.

Bilaterale Vereinbarungen zur Hilfeleistung in Katastrophenfällen hat Deutschland mit allen neun Nachbarstaaten abgeschlossen. Darüber hinaus bestehen entsprechende Hilfeleistungsvereinbarungen mit Litauen, Ungarn und mit der Russischen Föderation. Hilfeleistungsabkommen mit Italien und Bulgarien sind paraphiert bzw. in Arbeit. Aufgrund derartiger Vereinbarungen bestehen auf regionaler Ebene an den grenznahen Standorten von Kernkraftwerken direkte Informations- und Datenaustauschwege zwischen den für diese Anlage zuständigen Katastrophenschutzbehörden oder den Organisationen zur Ermittlung der radiologischen Lage.

### **16 (3) Notfallvorsorge bei Vertragsparteien ohne Kernanlagen**

Entfällt für Deutschland.



## **Artikel 16: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

Im Berichtszeitraum von 2004 - 2006 wurde eine Vielzahl an Neuerungen und Überarbeitungen von regulatorischen Dokumenten im Bereich der Notfallvorsorge durchgeführt:

Im Bereich des Katastrophenschutzes wurde das Konzept zur Bereitstellung von Iodtabletten überarbeitet und an die aktuellen Empfehlungen der SSK angepasst. Gleichermaßen wurden Hilfsmittel zur Lageermittlung und -beurteilung harmonisiert (Entscheidungshilfesystem RODOS, Informationssystem ELAN) bzw. überarbeitet („Rahmenempfehlungen“). Der „Leitfaden Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen“ wurde 2004 von der SSK neu veröffentlicht und als computergestützte Fassung bereitgestellt.

Rahmenempfehlungen [3-15.1.] wurden in den letzten Jahren überarbeitet und sind fertig gestellt. Nach der in 2007 zu erwartenden abschließenden Zustimmung der Beschlussgremien werden sie anschließend neu veröffentlicht. In dieser Überarbeitung wurde neben den Anpassungen an Aktualisierungen des Regelwerkes Wert auf die Berücksichtigung „schnell ablaufender Ereignisse“ und die Erarbeitung eines verbesserten Kommunikations- und Informationskonzeptes gelegt. Die Merkblätter zur Information der Bevölkerung über die Verwendung von Iodtabletten wurden zur Anpassung an den aktuellen Stand der Empfehlungen überarbeitet und 2004 von der SSK verabschiedet und neu veröffentlicht.

Im Bereich der Umgebungsüberwachung, speziell bei der Emissions- und Immissionsüberwachung sowohl im Routinebetrieb als auch in Störfall- und Unfallsituationen wurde die Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) [3-23] überarbeitet und an den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst (→ Artikel 15). Die sich hieraus ergebenden Beiträge zur Strahlenschutzvorsorge wie auch zum Katastrophenschutz konnten dadurch deutlich weiterentwickelt werden.

Die SSK ergänzte den „Maßnahmenkatalog“ [4-3] um Informationen und Maßnahmen zur Entsorgung sowie um Konkretisierungen der Entscheidungsphilosophien und der Einschätzung zur Akzeptanz von Maßnahmen im landwirtschaftlichen Bereich [4-3.3].

## **Artikel 16: Zukünftige Aktivitäten**

Es wird ein weiterer Ausbau von nationalen Übungen unter Beteiligung mehrerer Bundesländer wie auch von internationalen Übungen im grenznahen Raum angestrebt. Die Erfahrungen werden in die Weiterentwicklung der anlagenexternen Notfallplanung eingehen. Darüber hinaus wird durch einen besseren und umfangreicheren Informationsaustausch im radiologischen Notfallvorsorge-Management versucht, die Notfallvorsorgesysteme national (zwischen Bund und Ländern) und international stärker zu verzahnen.

## 17 Standortwahl

### ARTICLE 17 SITING

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that appropriate procedures are established and implemented:

- i) for evaluating all relevant site-related factors likely to affect the safety of a nuclear installation for its projected lifetime;
- ii) for evaluating the likely safety impact of a proposed nuclear installation on individuals, society and the environment;
- iii) for re-evaluating as necessary all relevant factors referred to in sub-paragraphs (i) and (ii) so as to ensure the continued safety acceptability of the nuclear installation;
- iv) for consulting Contracting Parties in the vicinity of a proposed nuclear installation, insofar as they are likely to be affected by that installation and, upon request providing the necessary information to such Contracting Parties, in order to enable them to evaluate and make their own assessment of the likely safety impact on their own territory of the nuclear installation.

### Artikel 17 Standortwahl

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass geeignete Verfahren geschaffen und angewendet werden,

- i) um die Bewertung aller standortbezogenen einschlägigen Faktoren zu ermöglichen, welche die Sicherheit einer Kernanlage während ihrer vorgesehenen Lebensdauer beeinträchtigen könnten;
- ii) um die Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit einer vorgesehenen Kernanlage auf den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt zu ermöglichen;
- iii) um soweit notwendig die Neubewertung aller einschlägigen Faktoren, auf die unter den Ziffern i und ii Bezug genommen wird, zu ermöglichen, damit die Sicherheitsakzeptanz gewährleistet bleibt;
- iv) um Konsultationen mit Vertragsparteien in der Nachbarschaft einer vorgesehenen Kernanlage aufnehmen zu können, soweit sie durch diese Anlage betroffen sein könnten, und um die Übermittlung der notwendigen Informationen an solche Vertragsparteien auf deren Verlangen zu ermöglichen, damit diese die mutmaßlichen Auswirkungen auf die Sicherheit ihres Gebiets selbst beurteilen und eigene Bewertungen vornehmen können.

In Deutschland werden für den Neubau von Kernkraftwerken nach § 7 (1) Atomgesetz (AtG) [1A-3] keine Genehmigungen mehr erteilt. Deshalb behandeln die nachfolgenden Ausführungen die Vorgehensweise bei der Standortwahl, wie sie in der Vergangenheit für die jetzt in Betrieb befindlichen Anlagen praktiziert wurde. Weiterhin wird auf die Auslegung gegen Einwirkungen von außen und deren aktuelle Bewertung eingegangen.

### 17 (i) Bewertungskriterien für die Standortwahl

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

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

## **Vorgehensweise im Genehmigungsverfahren**

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)) wurden neben den Eigenschaften des Standortes die Auslegung der Anlage gegen äußere Einwirkungen geprüft. Weiterhin wurde auch geprüft, ob öffentliche Interessen der Wahl des Standortes entgegenstehen. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wurde von den anderen jeweils zuständigen Behörden untersucht, ob auch die Anforderungen des Wasserrechts, des Immissionsschutzes sowie des Naturschutzes eingehalten werden. Die Genehmigungen der deutschen Kernkraftwerke wurden alle vor Inkrafttreten der europäischen Richtlinie zur Umweltverträglichkeitsprüfung [1F-12] erteilt. Prüfungen zu den Umweltauswirkungen wurden ausschließlich nach nationalem Recht vorgenommen.

## **Auslegung gegen Einwirkungen von außen**

In den Sicherheitskriterien [3-1] wird gefordert, dass alle Anlagenteile, die erforderlich sind, um den Kernreaktor sicher abzuschalten, die Nachwärme abzuführen oder eine etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern, so auszulegen sind, dass sie ihre sicherheitstechnischen Aufgaben auch bei Einwirkungen von außen erfüllen können. Dabei sind insbesondere folgende Einwirkungen zu berücksichtigen:

- naturbedingte Einwirkungen von außen, soweit sie in Betracht zu ziehen sind, wie z. B. Erdbeben, Erdbeben, Sturm, Hochwasser, Sturmflut,
- zivilisationsbedingte Einwirkungen von außen, wie z. B. Flugzeugabsturz, Einwirkungen von gefährlichen, insbesondere explosionsfähigen Stoffen und
- Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter.

Bei den Anforderungen an die Auslegung gegen Einwirkungen von außen wird entsprechend den Störfalleitlinien [3-33] unterschieden zwischen Einwirkungen, die als Auslegungsstörfälle im Sinne der Leitlinie zu behandeln sind und Einwirkungen, die wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit keine Auslegungsstörfälle sind und für die Maßnahmen mit dem Ziel der Risikominderung getroffen werden. Danach sind naturbedingte Einwirkungen (Erdbeben, Hochwasser, anlagenexterner Brand, Blitzschlag und sonstige naturbedingte Einwirkungen) als Auslegungsstörfälle (→ Artikel 18 (i)) zu behandeln, während für die Ereignisse Flugzeugabsturz, Druckwelle oder Einwirkung gefährlicher Stoffe aus Ereignissen außerhalb der Anlage risikomindernde Maßnahmen getroffen werden.

Bei der Errichtung der deutschen Kernkraftwerke wurden für die Anforderungen an die Auslegung und an die Schutzmaßnahmen gegen 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 Anlagen wurden schon bei ihrer Errichtung nicht nur gegen die üblichen naturbedingten Einwirkungen von außen wie Wind und Schnee, sondern auch gegen Hochwasser und, an Standorten mit entsprechender Gefährdung, gegen Erdbeben ausgelegt. Dabei kamen sowohl kerntechnische Regeln als auch konventionelle bautechnische Regelwerke zur Anwendung. Je nach Kühlkonzept der Anlage resultierten aus der Systemauslegung auch Anforderungen an die sicherheitstechnisch wichtige Kühlwasserversorgung. Dabei war für die je-

weiligen Standortgegebenheiten nachzuweisen, dass diese Kühlwasserversorgung auch unter möglichen ungünstigen Bedingungen, wie z. B. Niedrigwasser des Flusses oder Versagen einer Staustufe, sichergestellt ist.

### Auslegung gegen Hochwasser

Die Anforderungen für Schutzmaßnahmen gegen Hochwasser sind in der kerntechnischen Regel [KTA 2207] enthalten. 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 auch durch temporäre Maßnahmen abgedeckt werden. Die Regel [KTA 2207] liegt seit November 2004 in einer aktualisierten Form vor. Die Änderungen gegenüber der vorherigen Version betreffen insbesondere die Festlegung und Ermittlung des Bemessungshochwassers, das nun einheitlich mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  angesetzt wird. Bei der Auslegung der Anlagen wurde der jeweils gültige Stand dieser Regel zugrunde gelegt.

Die Kernkraftwerksstandorte liegen größtenteils an Flüssen im Landesinnern und in einigen Fällen an Flussmündungen mit Tideeinfluss. In den meisten Fällen wurden ausreichend hoch gelegene Standorte gewählt. In allen anderen Fällen wurden sicherheitsrelevante Bauwerke mit einer Abdichtung versehen, der Beton wasserundurchlässig ausgeführt und grundsätzlich die Höhenlage von Öffnungen (z. B. Türen) oberhalb des höchsten zu erwartenden Hochwassers festgelegt. Falls diese permanenten Schutzmaßnahmen nicht ausreichen, sind mobile Barrieren zur Absperrung von Öffnungen vorhanden.

### Auslegung gegen Erdbeben

Für die Auslegung gegen Erdbeben wird seit 1990 entsprechend dem Regelwerk [KTA 2201.1] ein Bemessungserdbeben (früher "Sicherheitserdbeben") zugrunde gelegt. Das früher zusätzlich berücksichtigte so genannte Auslegungserdbeben wurde durch ein "Inspektionserdbeben" ersetzt, bei dem der Anlagenzustand lediglich zu überprüfen ist. Für das Bemessungserdbeben ist das Erdbeben mit der für den Standort größten Intensität anzunehmen, das unter Berücksichtigung einer größeren Umgebung des Standortes (bis etwa 200 km Umkreis) nach wissenschaftlichen Erkenntnissen auftreten kann. Je nach Standort liegt die Intensität des Bemessungserdbebens zwischen unter VI und maximal VIII (MSK-Skala). Die Bemessung der Bauwerke, Komponenten und Anlagenteile erfolgte bei den älteren Kernkraftwerken zum Teil mit vereinfachten (quasistatischen) Verfahren und daraus folgenden konstruktiven Vorgaben. Bei neueren Anlagen wurden zusätzlich dynamische Analysemethoden angewendet. Die KTA-Regel [KTA 2201.1] wird derzeit überarbeitet, um die Methodik zur Ermittlung des Bemessungserdbebens sowie der seismischen Wirkungen auf Bauwerke und Anlagenteile an den heutigen Stand von Wissenschaft und Technik anzupassen. Insbesondere sollen bei der Ermittlung des Bemessungserdbebens ergänzend zu der bisher rein deterministischen Vorgehensweise auch probabilistische Methoden Anwendung finden.

### Schutz gegen Flugzeugabsturz

Der Schutz gegen Flugzeugabsturz bezieht sich auf den zufälligen unfallbedingten Absturz eines Flugzeuges auf sicherheitsrelevante Anlagenbereiche. Die Schutzmaßnahmen erfolgten vor dem Hintergrund der in den 70er Jahren zunehmenden Anzahl von Kernkraftwerken in Deutschland und unter dem Eindruck der damals hohen Absturzrate von Militärflugzeugen. Basis war eine Analyse der Absturzhäufigkeiten (Trefferhäufigkeit für sicherheitstech-

nisch wichtige Gebäude im Mittel etwa  $10^{-6}$  pro Jahr und Anlage) und der mit einem solchen Absturz verbundenen Belastungen des Reaktorgebäudes. Ab Mitte der 70er Jahre wurden Lastannahmen für die Einwirkungen eines Flugzeugabsturzes entwickelt, die für die Schutzmaßnahmen bei den nachfolgend errichteten Kernkraftwerken zur weiteren Risikominderung zugrunde gelegt wurden. Nach den RSK-Leitlinien [4-1] wird als Lastannahme standortunabhängig ein Stoßlast-Zeit-Diagramm mit einer Stoßzeit von 70 ms und einer maximalen Stoßlast von 110 MN der Auslegung zugrunde gelegt. Seit Ende der 80er Jahre ist die Absturzrate von militärischen Flugzeugen aber erheblich zurückgegangen, so dass die Absturzhäufigkeit heute um etwa eine Größenordnung geringer einzuschätzen ist.

Bei den älteren Anlagen wurde der anlagentechnische Schutz gegen die Folgen eines Flugzeugabsturzes durch die Auslegung von Gebäuden und Komponenten im Zusammenwirken mit zusätzlichen, räumlich von der zu schützenden eigentlichen Reaktoranlage getrennten Notstandssystemen verbessert. Die Notstandssysteme können den sicheren Einschluss radioaktiver Stoffe im Reaktor auch dann gewährleisten, wenn wichtige Anlagenteile in Folge von äußeren Einwirkungen zerstört würden. Durch die Anordnung der Gebäude soll gewährleistet werden, dass die sowohl im zentralen Reaktorbereich als auch in den zusätzlichen Notstandssystemen vorhandenen Sicherheitseinrichtungen in Folge der unterstellten Schadensereignisse nicht gleichzeitig funktionsunfähig werden. Die Reichweite des Schutzes dieser Anlagen gegen Flugzeugabsturz wurde durch nachträgliche Überprüfungen der Auslegungsreserven der sicherheitstechnisch wichtigen Gebäude ausgewiesen und im Rahmen von Nachrüstmaßnahmen ausgeweitet. So wurden neue Gebäude nach den erhöhten Anforderungen ausgelegt und die Maßnahmen gegen induzierte Erschütterungen verbessert.

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

### Schutz gegen Explosionsdruckwelle

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

## **17 (ii) Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen**

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

## **Konventionelle Auswirkungen der Anlage auf die Umgebung**

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

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.

Einschränkungen des Leistungsbetriebs sind in den letzten Sommern erforderlich geworden. Anlagen ohne Kühlturm mussten ihre Leistung bis zu 50 % reduzieren. Auch wenn die Möglichkeit besteht, den Betrieb auf Rückkühlung umzustellen (Kühlung ausschließlich mit Wasser im Kühlturm-Kreislaufbetrieb), sinkt der Nettowirkungsgrad um mehrere Prozent gegenüber Frischwasserkühlung (Kühlung des Kondensators ausschließlich mit Flusswasser). Besonders im heißen Sommer 2006 mussten Einschränkungen des Leistungsbetriebs über einen längeren Zeitraum beibehalten werden.

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

## **Radiologische Auswirkungen beim Betrieb der Anlage und bei Störfällen**

Im bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage und bei Störfällen sind nach Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) [1A-8] Dosisgrenzwerte und Planungsrichtwerte für die Strahlenexposition der Bevölkerung einzuhalten. Diese werden in Artikel 15 behandelt. Für den bestimmungsgemäßen Betrieb ist neben der Gesamtdosis von 1 mSv pro Jahr die Dosis aus Ableitungen mit der Fortluft und mit dem Abwasser von jeweils 0,3 mSv pro Jahr als Grenzwert vorgegeben. Für die Auslegungsstörfälle ist bei der Planung nachzuweisen, dass durch die getroffene Vorsorge eine effektive Dosis von 50 mSv für eine Einzelperson an der ungünstigsten Einwirkungsstelle nicht überschritten wird.

## **17 (iii) Neubewertung zur Gewährleistung der Sicherheitsakzeptanz**

Artikel 17 (i) beschreibt die vorhandene Auslegung der deutschen Kernkraftwerke gegen Einwirkungen von außen. Die im Abstand von 10 Jahren vorgesehenen Sicherheitsüberprüfungen (→ Artikel 14 (i)) beinhalten auch Neubewertungen der getroffenen Schutzmaßnahmen der Anlagen gegen Einwirkungen von außen unter Berücksichtigung der Fortentwicklung des Kenntnisstandes. Als Ergebnis der Überprüfungen wurden, sofern erforderlich, Maßnahmen getroffen bzw. geplant.

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

### Hochwasser

Die auf Veranlassung des BMU in den Jahren 2000 - 2002 durchgeführten Nachprüfungen zum Hochwasserschutz haben ergeben, dass die anlagenspezifischen Festlegungen zum Bemessungshochwasser sowie die technischen und administrativen Schutzmaßnahmen grundsätzlich im Einklang mit dem zu diesem Zeitpunkt gültigen Regelwerk [KTA 2207] sind. Die Untersuchungsergebnisse lassen aber auch erkennen, dass die Vorgehensweisen zur Ermittlung des Bemessungshochwassers und ebenso die Instandhaltung der Hochwasserschutzmaßnahmen uneinheitlich sind. Im Rahmen der Aktualisierung (im November 2004 abgeschlossen) der kerntechnischen Regel zum Hochwasserschutz [KTA 2207] wurde daher insbesondere die Methodik zur Ermittlung des Bemessungshochwassers konkretisiert. Die Neufassung der Regel wird bei allen künftigen Änderungsgenehmigungen angewandt, bei denen der Hochwasserschutz betroffen ist. Darüber hinaus ist sie als Bewertungsmaßstab für sicherheitstechnische Überprüfungen, z. B. bei der nach § 19a AtG durchzuführenden SÜ, heranzuziehen (→ Artikel 14 (i)).

Mögliche Schutzvorkehrungen an den einzelnen Standorten sind stark von den jeweiligen topographischen Gegebenheiten abhängig. Es ergibt sich daher ein heterogenes Bild der im Einzelnen geplanten oder durchgeführten Maßnahmen. Zum Beispiel kann für einzelne direkt an Flussläufen gelegene Kernkraftwerke bereits bei einem tausendjährigen Hochwasser eine 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 Lastannahmen 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 Kenngrößen und moderner Nachweisverfahren die anlagentechnischen Einrichtungen zum Teil erhebliche Reserven gegen Erdbebenbelastungen aufweisen. In Anlagen, bei denen sich Ertüchtigungsbedarf abzeichnete (z. B. Philippsburg 1), wurden auf Grundlage dieser Neubewertung umfangreiche sicherheitstechnische Nachrüstungen durchgeführt.

### Flugzeugabsturz

Die nachträgliche Errichtung von systemtechnisch unabhängigen und räumlich getrennten Notstandssystemen hat bei älteren Anlagen zu einer Verminderung des Risikos bei zufälligen unfallbedingten Flugzeugabstürzen geführt (→ Tabelle 6-2). Insgesamt ist der Risikobeitrag durch zufälligen unfallbedingten Flugzeugabsturz als vernachlässigbar zu betrachten. Bei einem Teil der Anlagen erfolgten hinsichtlich des zufälligen unfallbedingten Flugzeugabsturzes mit den o. g. Lastannahmen nachträgliche Untersuchungen zur Abtragbarkeit von Belastungen in Verbindung mit probabilistischen Sicherheitsbewertungen. Als Resultate probabilistischer Bewertungen der Betreiber wurde mitgeteilt, dass auch in den Fällen, in denen das Reaktorgebäude den nach derzeit gültigem Regelwerk anzusetzenden Einwirkungen nicht standhält, der Beitrag zu Schadenszuständen mit erheblicher Freisetzung als gering einzuschätzen sei.

## Explosionsdruckwelle

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

### **17 (iv) Konsultationen mit Nachbarländern**

Deutschland hat schon frühzeitig einen grenzüberschreitenden Informationsaustausch im Zusammenhang mit der Errichtung von grenznahen Anlagen aufgenommen. Mit sechs der neun Nachbarländern Deutschlands (Niederlande, Frankreich, Schweiz, Österreich, Tschechische Republik und Dänemark) wurden bilaterale Abkommen zum Informationsaustausch über grenznahe nukleare Einrichtungen abgeschlossen. Die Abkommen sehen u. a. vor:

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

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

- technische oder genehmigungsrelevante Veränderungen bei grenznahen kerntechnischen Einrichtungen,
- 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.

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

Deutschland hat die Espoo-Konvention [1E-1] zur grenzüberschreitenden Beteiligung gezeichnet. Die 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] 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-4]. Dies dient zur Feststellung möglicher Auswirkungen in anderen Mitgliedsländern. Nach Anhörung einer Sachverständigengruppe nimmt die Kommission Stellung zum Vorhaben.

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

### **Artikel 17: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

Die Aktualisierung der kerntechnischen Regel [KTA 2207] (Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser) wurde im November 2004 abgeschlossen. Insbesondere wurde die Vorgehensweise zur Ermittlung des Bemessungshochwassers konkretisiert. Die Überschreitungswahrscheinlichkeit für das Bemessungshochwasser wurde mit  $10^{-4}/a$  festgelegt.

### **Artikel 17: Zukünftige Aktivitäten**

Die kerntechnische Regel [KTA 2201] (Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen) wird überarbeitet.

## 18 Auslegung und Bau

### ARTICLE 18 DESIGN AND CONSTRUCTION

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

- i) the design and construction of a nuclear installation provides for several reliable levels and methods of protection (defense in depth) against the release of radioactive materials, with a view to preventing the occurrence of accidents and to mitigating their radiological consequences should they occur;
- ii) the technologies incorporated in the design and construction of a nuclear installation are proven by experience or qualified by testing or analysis;
- iii) the design of a nuclear installation allows for reliable, stable and easily manageable operation, with specific consideration of human factors and the man-machine interface.

### Artikel 18 Auslegung und Bau

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) dass die Auslegung und der Bau einer Kernanlage mehrere zuverlässige Ebenen und Methoden zum Schutz (in die Tiefe gestaffelte Abwehr) gegen die Freisetzung radioaktiven Materials vorsehen, um Unfälle zu verhüten und, falls sie eintreten, ihre radiologischen Folgen zu mildern;
- ii) dass sich die bei der Auslegung und dem Bau einer Kernanlage eingesetzten Techniken durch Erfahrung beziehungsweise durch Erprobung oder Analyse bewährt haben;
- iii) dass die Auslegung einer Kernanlage den zuverlässigen, beständigen und leicht zu handhabenden Betrieb ermöglicht, wobei die menschlichen Faktoren und die Schnittstelle Mensch/Maschine besondere Berücksichtigung finden.

## 18 (i) Sicherheitskonzept

### Regulatorische Vorgaben

Das Atomgesetz (AtG) [1A-3] erhebt die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden zum Maßstab für Genehmigung und Aufsicht (→ Artikel 7). Für diese Schadensvorsorge stellt ein Konzept der in die Tiefe gestaffelten Abwehr (defense in depth) den heute anerkannten Stand von Wissenschaft und Technik dar. Die grundlegenden Merkmale dieses Konzeptes werden durch Vorschriften des Kerntechnischen Regelwerks (→ Artikel 7 (2i)) näher ausgestaltet. Die Sicherheitskriterien von 1977 [3-1] mit ihren ergänzenden Interpretationen [3-49] umfassen die Auslegung für den Normalbetrieb, für Störungen und für die Beherrschung von Störfällen.

Das hierdurch gestaltete Konzept beruht zunächst auf hohen Anforderungen für einen möglichst störungsfreien und umweltverträglichen Betrieb der Anlage. Hierzu sind hohe Anforderungen an die Auslegung und die Qualität der Anlage sowie an die Qualifikation des Personals gestellt. Weiterhin beinhaltet dieses Konzept die Verhinderung und Beherrschung von Störungen und Störfällen. Die Sicherheitskriterien fordern hierfür ausreichend zuverlässige technische Sicherheitseinrichtungen. Der § 49 der StrlSchV [1A-8] legt bestimmte Planungsrichtwerte für die Maßnahmen gegen Freisetzung radioaktiver Stoffe bei Störfällen fest. Die für die Auslegung der zuletzt genehmigten Kernkraftwerke maßgeblichen Auslegungsstörfälle sind in den Störfalleitlinien [3-33] aufgeführt. Im Genehmigungsverfahren wird nachgewiesen, dass die für alle Auslegungsstörfälle unter konservativen Randbedingungen ermittelten Freisetzungen radioaktiver Stoffe unter den Planungsrichtwerten des § 49 StrlSchV liegen. In diesem Rahmen werden die international anerkannten Auslegungsgrundsätze, wie Redundanz, Einzelfehlerkriterium, räumliche Trennung etc. berücksichtigt.

Darüber hinaus sind im kerntechnischen Regelwerk auch Anforderungen für Vorkehrungen gegen Ereignisse festgehalten, die jenseits der Auslegung gegen Störfälle liegen. Hierzu zählen

- sehr seltene Ereignisse (z. B. ATWS, unfallbedingter Absturz eines Militärflugzeugs, Explosion einer Gaswolke),

- Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen (z. B. Station Blackout) sowie
- Unfälle mit Kernschäden.

Zu diesem Bereich sind die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren [4-1] von Bedeutung sowie weitere Empfehlungen der RSK. Für solche Ereignisse sind schadensvermeidende (präventive) und schadensbegrenzende (mitigative) Maßnahmen vorgesehen.

Die Sicherheitskriterien [3-1] bestimmen darüber hinaus, dass vorsorglich organisatorische und technische Maßnahmen innerhalb und außerhalb der Anlage zur Feststellung und Eindämmung von Unfallfolgen vorzusehen sind.

### **Umsetzung durch die Betreiber**

Das Konzept zur Verhinderung und Beherrschung von Störfällen ist in allen deutschen Anlagen umgesetzt. Die wesentlichen Anforderungen der Sicherheitskriterien wurden bereits bei der Auslegung der ersten Baulinien zugrunde gelegt. Anfang der 80er Jahre wurden die RSK-Leitlinien revidiert und nahmen vor allem neue Anforderungen an die Redundanztrennung auf. Bei den damals erst geplanten Kernkraftwerken konnten diese Anforderungen in der Auslegung berücksichtigt werden. Bei bereits vorhandenen Anlagen wurden z. T. umfangreiche Nachrüstungen durchgeführt, um sie an diesen Sicherheitsstandard heranzuführen. So wurde bei mehreren Anlagen ein eigenes Notstandsgebäude mit Dieselgeneratoren und verbunkertem Reaktorschutzsystem errichtet, um für bestimmte externe und interne Ereignisabläufe eine zusätzliche und räumlich getrennte Redundanz zu schaffen (→ Tabelle 6-2).

Das in die Tiefe gestaffelte Sicherheitskonzept wurde in den deutschen Kernkraftwerken in zweierlei Hinsicht weiter gestärkt. Die hierfür getroffenen Maßnahmen beziehen sich zum einen auf die Störfallvermeidung und die Beherrschung von Störfällen, zum anderen wurden auch Maßnahmen für auslegungsüberschreitende Szenarien getroffen.

Ein Beispiel für Störfallvermeidung ist der Bruchausschluss. Dieses Konzept betrifft den Auslegungsstörfall „Doppelendiger Bruch einer großen Rohrleitung des Reaktorkühlsystems“. Forschungsprogramme, die seit Mitte der 70er Jahre durchgeführt wurden, zeigten: Wenn definierte Voraussetzungen und Randbedingungen eingehalten sind (Konzept der Basissicherheit), können doppelendige Brüche ausgeschlossen werden. Das Konzept des Bruchausschlusses wird in Artikel 18 (iii) näher erläutert.

Ein weiteres Beispiel für ein Auslegungskonzept, das auch innerhalb des gestaffelten Sicherheitskonzepts Schäden von vornherein vermeiden soll, ist das Integritätskonzept für Dampferzeuger-Heizrohre bei DWR. Dieses Integritätskonzept hat zum Ziel, Korrosion und zu hohe mechanische Belastungen der Dampferzeuger-Heizrohre möglichst zu vermeiden. Zu diesem Zweck wurde seit den 70er Jahren

- ein anderer Werkstoff für die Heizrohre eingesetzt als damals international üblich,
- ein spezielles Konzept für den Einbau der Heizrohre im Rohrboden und die Halterung der Heizrohre entwickelt und
- zur Erhöhung des pH-Wertes eine chemische Fahrweise eingesetzt, bei der die Verdampfung auf der Sekundärseite nicht zu Aufkonzentrationen mit Bildung von Rückständen führt.

Darüber hinaus wurden Maßnahmen zur Beherrschung des Dampferzeuger-Heizrohrbruch optimiert, z. B. durch Hochsetzen des Ansprechdrucks der Sicherheitsventile auf der Sekundärseite getroffen.

Über das mehrstufige Konzept zur Verhinderung und Beherrschung von Auslegungsstörfällen hinaus wurden, der internationalen Entwicklung folgend, auch Maßnahmen vorgesehen, um auch bei auslegungsüberschreitenden Szenarien eine Kernschmelze zu verhindern oder die radiologischen Folgen einer Kernschmelze zu mildern. Aus diesem Grunde wurde seit Anfang der 80er 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 80er Jahren Maßnahmen zur Reduzierung der Eintrittswahrscheinlichkeit für schwere Störfälle (präventive Notfallmaßnahmen) oder Maßnahmen zur Minderung der Auswirkungen von schweren Störfällen mit Kernschäden (mitigative Notfallmaßnahmen) in die Auslegung aufgenommen bzw. bei vorhandenen Anlagen nachgerüstet (→ Tabelle 6-2).

Präventive Notfallmaßnahmen betreffen in besonderer Weise Maßnahmen, mit denen im Vorfeld eines großen Kernschadens die Wärmeabfuhr aus dem Kern wieder hergestellt werden kann. Als Beispiele für diese Einrichtungen, die in den letzten Jahren nachträglich in den deutschen Kernkraftwerken umgesetzt wurden, seien die sekundärseitige und die primärseitige Druckentlastung und Bespeisung (Bleed and Feed) genannt.

Mitigative Notfallmaßnahmen sind im Wesentlichen darauf gerichtet, einen unzulässigen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter und damit eine unkontrollierte Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern. In den deutschen Kernkraftwerken wurden entsprechende Maßnahmen vorgesehen bzw. nachgerüstet. Zu nennen sind bei DWR vor allem der Einsatz von passiv wirkenden katalytischen Rekombinatoren im Sicherheitsbehälter, bei SWR die Inertisierung des Sicherheitsbehälters mit Stickstoff im Leistungsbetrieb. Bei beiden Anlagentypen wurden auch eine gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters und ein Unfall-Probenahmesystem eingeführt.

Mit diesen und anderen Maßnahmen konnte im Rahmen des gestaffelten Sicherheitskonzepts den neu erkannten Risiken, die zum Genehmigungszeitpunkt in der Sicherheitsbewertung nicht berücksichtigt waren, wirksam begegnet werden. .

## **18 (ii) Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken**

Das kerntechnische Regelwerk stellt weitreichende Anforderungen an Eignung und Bewährung der eingesetzten Techniken und die Zuverlässigkeit der sicherheitstechnisch wichtigen Strukturen, Systeme und Komponenten. Diese sind in allgemeiner Form in den Sicherheitskriterien [3-1] und RSK-Leitlinien [4-1] festgelegt und im Qualitätssicherungssystem gemäß KTA-Regel [KTA 1401] praktisch eingefordert und verifiziert. Die Anforderungen sind entsprechend den Prinzipien des gestaffelten Sicherheitskonzepts nach sicherheitstechnischer Bedeutung gestuft. Präzisierungen zur technischen Ausführung sind in Regeln und Richtlinien enthalten. Die zugehörigen Regeln des KTA sind in Anhang 5 aufgelistet. Es sind dies im Wesentlichen die Regeln der Reihen 1400, 3200, 3400, 3500, 3700 und 3900. In diesen Regeln wird auch auf die Betriebsbewährung Bezug genommen. Spezielle Anforderungen ggf. auch experimentelle Nachweise für einzelne Systeme und Komponenten werden auch aus Sicherheitsanalysen abgeleitet.

## **Passive Einrichtungen**

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

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

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

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

## **Aktive Einrichtungen**

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

Die meisten aktiven Komponenten und ihre Betriebsmittel sind Serienerzeugnisse, für die umfangreiche industrielle Erfahrungen vorliegen. Dies gilt insbesondere für die Einrichtungen der Elektro- und Leittechnik, wie z. B. Elektromotoren, Stellgetriebe, Schaltanlagen, Messwertaufnehmer, Messwertverarbeitung und Kabel. Aber auch bei maschinentechnischen Komponenten kommen Serienerzeugnisse zum Einsatz, wie z. B. Armaturen und Pumpen, soweit sie nicht zur druckführenden Umschließung gehören sondern z. B. in Kühlwasser- und Hilfssystemen und im Turbinenbereich eingesetzt sind. Solche Einrichtungen kommen sowohl in konventionellen Energieerzeugungsanlagen als auch in der chemischen Prozessindustrie zum Einsatz. Dies gilt auch für die verwendeten Hilfsstoffe, wie z. B. Öle, Schmierstoffe, Treibstoffe, Gase und Chemikalien z. B. zur Wasseraufbereitung.

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

pen für Siedewasserreaktoren.

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)).

### **Nachweis der Eignung und Bewährung**

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

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

Die Eignung der bei der Auslegung eingesetzten Rechenmodelle wird nachgewiesen.

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

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

### **18 (iii) Zuverlässige und betriebsgerechte Auslegung**

Die grundlegenden Anforderungen zur Auslegung von Kernkraftwerken, Anforderungen an einfache Systemgestaltung, räumliche Trennung redundanter Teilsysteme sowie Zugänglichkeit für Prüfung, Wartung und Reparatur sind in den Sicherheitskriterien festgelegt [3-1] und [3-51]. Hohe Zuverlässigkeit von Systemen und Komponenten ist durch die Beachtung von Auslegungsgrundsätzen schon bei der Fertigung zu erreichen. Hierzu zählen hochwertige Werkstoffe sowie umfassende Qualitätssicherung. In Verbindung mit einer guten Wartung und Instandhaltung ist eine hohe Zuverlässigkeit bzw. Verfügbarkeit von Systemen und Komponenten zu erreichen.

In den Sicherheitskriterien findet sich auch die Anforderung, dass Arbeitsplätze und Arbeitsabläufe unter Berücksichtigung ergonomischer Gesichtspunkte so zu gestalten sind, dass sie die Voraussetzungen für ein sicherheitstechnisch optimales Verhalten der Beschäftigten bieten. Detailanforderungen dazu sind u. a. in Regeln des kerntechnischen Ausschusses festgelegt, sowohl die technischen Maßnahmen als auch die Vorkehrungen bei der Organisation und Durchführung von Arbeitsabläufen [Regeln der KTA-Reihen 1200 und 3200].

### **Ergonomische Gestaltung von Leitständen**

Zur ergonomisch-technischen Gestaltung der Warte, Notsteuerstelle und örtlicher Leitstände wurden in der kerntechnischen Regel [KTA 3904] Festlegungen getroffen. In den Ausführungen zur ergonomischen Gestaltung finden sich u. a. Vorgaben zur funktionellen Gliederung, räumlichen Anordnung, personellen Besetzung und zur Gestaltung der Arbeitsmittel sowie der Umgebungseinflüsse mit genauen Angaben zu Beleuchtung, Klima und Akustik. Auch konkrete Anforderungen an analoge und digitale Anzeigen zur Position, Größe, Anordnung, etc. von Einheiten, Skalenstrichen, Bezifferung, etc. sind präzise beschrieben. Teilweise wird auf weiterführende DIN-Normen verwiesen. Auch wird dort die Vorgehensweise zur Durchführung von Änderungen festgelegt. Die Änderung des Kenntnisstands wird ggf. berücksichtigt. Die Vorgehensweise enthält die folgenden Schritte:

- Beschreibung der Aufgaben der neuen Komponenten,
- Beschreibung der Aufgaben des Bedienpersonals,
- Überprüfung der Durchführbarkeit der Aufgaben im Rahmen der Errichtungs- und Erprobungsphase und
- Analyse und Bewertung unterschiedlicher Konzepte hinsichtlich der Bemessung an menschlichen Leistungsmöglichkeiten und Leistungsgrenzen.

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.

### **Gestaltung des soziotechnischen Gesamtsystems Mensch-Technik-Organisation (MTO)**

Für die Sicherheit der Kernkraftwerke sind neben den technischen auch die menschlichen und organisatorischen Vorkehrungen sowie deren Wechselwirkungen untereinander von großer Bedeutung. Im Atomgesetz und dem weiteren genannten gesetzlichen und untergesetzlichen Regelwerk werden deshalb als Voraussetzung für die Genehmigung gleichberechtigt neben der erforderlichen Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den



Betrieb der Anlagen, Anforderungen an die Zuverlässigkeit, an die erforderliche Fachkunde und an die notwendigen Kenntnisse der dort definierten Personenkreise erhoben. Diese Anforderungen sind umfassend zu verstehen und erstrecken sich auch auf die wirtschaftliche Zuverlässigkeit und auf die Eignung der Organisation.

Mit der Entwicklung der Kerntechnik und auf Grund von weltweiten Erkenntnissen aus Vorkommnissen in Kernkraftwerken wurden die Anforderungen an die Integration der bei einem Kernkraftwerk zusammenwirkenden Komponenten, des technischen Systems und des sozialen Systems weiterentwickelt.

Ab Ende der 70er Jahre wurden über die genannte ergonomische Gestaltung der Arbeitsmittel hinaus Konzepte zur Optimierung einer integrierten Gestaltung 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 Menschen durch Weiterentwicklung des „Defense-in-Depth“-Konzeptes (→ Artikel 18 (i)) geführt. Eine besondere Bedeutung kommt 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. Zustands- und Schutzbegrenzungen sind mit dem Reaktorschutzsystem vergleichbare leittechnische Einrichtungen und zählen zum Sicherheitssystem. Die Begrenzungen sollen bei Betriebsstörungen automatisch

- Prozessvariable auf vorgegebene Werte begrenzen, um die Verfügbarkeit der Anlage zu erhöhen (Betriebsbegrenzungen),
- Prozessvariable auf vorgegebene Werte begrenzen, um Ausgangszustände für zu berücksichtigende Störfälle einzuhalten (Zustandsbegrenzungen) und
- Sicherheitsvariable auf Werte zurückführen, bei denen die Fortführung des bestimmungsgemäßen Betriebes zulässig ist (Schutzbegrenzungen).

Ziel ist es, insgesamt eine weitgehende Automatisierung zur Entlastung des Menschen von kurzzeitigen Maßnahmen sowie umfassende präventive Maßnahmen gegen Ausweitungen von Betriebsstörungen zu Störfällen und eine hohe Toleranz gegen menschliche Fehlhandlungen zu erreichen. Ebenfalls der technischen Unterstützung der menschlichen Rolle dienen die Anforderungen an umfassende, zuverlässige und bedienergerechte Prozessinformationssysteme. Ziel dieser Erweiterungen der Technik ist es, den Menschen mit seinen Beschränkungen und besonderen Leistungsfähigkeiten in die Lage zu versetzen, seine Sicherheitsaufgabe optimal in dem Gesamtsystem erfüllen zu können.

Das Konzept ist auch mit erweiterten Anforderungen an organisatorische Unterstützungen des Menschen bei der Wahrnehmung seiner Sicherheitsaufgaben verbunden. Dies betrifft insbesondere das schutzzielorientierte Vorgehen bei Störfällen und auslegungsüberschreitenden Ereignissen (→ Artikel 19 (iv)).

Diese Anforderungen wurden bei den neueren Kernkraftwerken direkt und vollständig umgesetzt. Bei den Anlagen der älteren Baulinien wurden die organisatorischen Verbesserungen übernommen. Außerdem erfolgten vielfach Nachrüstungen der Technik zur Erreichung der zentralen Ziele im Rahmen des jeweiligen Anlagenkonzeptes.

Seit Ende der 90er Jahre sind für die weitere Optimierung der integrierten Gestaltung des soziotechnischen Gesamtsystems MTO die Entwicklung der Anforderungen an umfassende Sicherheitsmanagementsysteme (SMS) von Bedeutung. Aufgabe des Sicherheitsmanagementsystems ist es, die kontinuierliche und planvolle Steuerung und Verbesserung der Zuverlässigkeit des komplexen MTO-Systems des Kernkraftwerks zu gewährleisten (→ Artikel 10 und Artikel 12).

Die Wirksamkeit der getroffenen Maßnahmen zur Verwirklichung eines den Anforderungen genügenden soziotechnischen Gesamtsystems MTO wird im Zusammenhang mit den einschlägigen Prüfungen der Betreiber und der Behörden, wie z. B. im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (→ Artikel 14 (i)), des Erfahrungsrückflusses (→ Artikel 14 (ii) und Artikel 19 (vii)) und der ganzheitlichen Ereignisanalyse (→ Artikel 12) auch im Hinblick auf weitere Optimierungsmöglichkeiten überprüft.

### **Integritätskonzept**

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

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

Diese Grundsätze wurden bei den neueren Anlagen direkt umgesetzt. Bei den älteren Anlagen erfolgten und erfolgen noch Nachqualifizierungen entweder zur Einhaltung dieser Grundsätze oder zur Bewertung der festgestellten Abweichungen. Aus den Bewertungen ergab sich teilweise ein Bedarf für erweiterte Sicherheitsnachweise und Maßnahmen.

Zur fortwährenden Gewährleistung der Komponentenintegrität im Leistungsbetrieb von Leichtwasserreaktoren wird in Deutschland das Integritätskonzept angewandt, das sich auf Basis der Sicherheitskriterien [3-1] zur Schadensvorsorge, der RSK-Leitlinien [4-1] und der Rahmenspezifikation Basissicherheit in den letzten 25 Jahren entwickelt hat. Jüngste Entwicklungen auf diesem Gebiet fokussieren auf der Einbeziehung von Alterungsvorgängen und deren Beherrschung im Rahmen eines Gesamtkonzeptes, das alle Aspekte des Integritätsnachweises in fest gefügte Beziehungen zueinander setzt (→ Anhang 4).

Von besonderer Relevanz ist der Integritätsnachweis für Rohrleitungssysteme. Die Betriebserfahrungen mit basissicheren Rohrleitungen in deutschen Anlagen sind insgesamt positiv. Für diese Systeme wurden durch wiederkehrende Prüfung keine Anzeigenveränderungen oder gar betriebsbedingte, rissartige Befunde festgestellt. Bisher hat sich das Integritätskonzept in der Praxis bewährt und stellt einen wesentlichen Beitrag zur Anlagensicherheit im Sinne der Schadensvorsorge dar.

Die wesentlichen Prozesselemente des geschlossenen deutschen Integritätsnachweises sind in einem strukturierten Ablaufschema in die KTA-Regel [KTA 3201.4] eingeflossen.

### **Artikel 18: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

Zur Unterstützung von ergonomischen Untersuchungen wurde das Datenbanksystem EKIDES (Ergonomics Knowledge and Intelligent Design System) entwickelt und von den Betreibern eingeführt.

Es erfolgte der Einbau weiterer präventiver und mitigativer Einrichtungen zum anlagen-internen Notfallschutz in den Kernkraftwerken.

### **Artikel 18: Zukünftige Aktivitäten**

Die allgemeinen Pflichten der Betreiber und der zuständigen Behörden nach den regulatorischen Vorgaben, im Sinne einer sich fortentwickelnder Sicherheitskultur und im Sinne der Anforderungen der Konvention sind Maßstab des Handelns. Darüber hinaus sind für die kommenden drei Jahre keine besonderen Maßnahmen vorgesehen.

## 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) Technische Grundlagen der Erlaubnis für den Betriebsbeginn

Genehmigungsverfahren für Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken nach § 7 Atomgesetz (AtG) [1A-3] wurden schrittweise mit Teilgenehmigungen für Errichtung und Betrieb durchgeführt.

Für jeden Genehmigungsschritt sind die jeweiligen Genehmigungsvoraussetzungen zu prüfen. Die zur Prüfung erforderlichen Informationen gehen nach Umfang und Detaillierungsgrad über den Sicherheitsbericht hinaus und sind in den Richtlinien [3-7.1] und [3-7.2] zusammengestellt. Unterschieden werden A und B-Informationen. A-Informationen mussten zur Prüfung der Genehmigungsvoraussetzungen vor einem Genehmigungsschritt vorgelegt werden. B-Informationen sind baubegleitend, z. B. in Erfüllung von Auflagen aus dem atom-

rechtlichen Genehmigungsbescheid oder zum Zweck der begleitenden Kontrolle durch zugezogene Sachverständige, vom Antragsteller/Genehmigungsinhaber einzureichen.

Zur Erteilung einer Betriebsgenehmigung ist gefordert, dass vorgelegte Informationen und Inbetriebnahmeprogramm die Anforderungen gemäß Regelwerk erfüllen und die Anlage entsprechend bisheriger Teilgenehmigung und Auflagen errichtet worden ist.

Die folgende Beschreibung schildert die Vorgehensweise bei Errichtung und Inbetriebsetzung der bestehenden Kernkraftwerke. Neue Kernkraftwerke sind in Deutschland nach § 7 (1) AtG nicht vorgesehen. Die Vorgehensweise gilt nach Regelwerk sinngemäß weiterhin auch für die genehmigungspflichtigen Änderungen von Anlagen und ihres Betriebes.

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

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

Die herstellerseitigen Prüfungen auf der Baustelle sowie die Inbetriebsetzungsprüfungen werden im Auftrag der zuständigen Behörde von Sachverständigenorganisationen (z. B. Technische Überwachungs-Vereine) überwacht.

## **Sicherheitsanalyse**

Bei der Sicherheitsanalyse im Rahmen des Genehmigungsverfahrens sind der Genehmigungsbehörde und ihren Sachverständigen Nachweise vorzulegen, dass durch die Auslegung der Anlage in zuverlässiger Weise die Ausweitung von Störungen begrenzt und Störfälle beherrscht werden. Insbesondere werden in Störfallanalysen die Abläufe der Auslegungsstörfälle und ihre radiologischen Auswirkungen unter konservativen Annahmen berechnet. Dabei ist nachzuweisen, dass im Störfall die Strahlenexposition der Bevölkerung die Planungsrichtwerte nach § 49 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) nicht überschreitet. Die Berechnungen der Störfallabläufe basieren auf den automatisch ablaufenden Aktionen der Sicherheitssysteme und den im Betriebshandbuch festgelegten Maßnahmen des Anlagenteams.

Die Sicherheitsanalyse war ursprünglich rein deterministischer Natur und wurde später durch probabilistische Untersuchungen ergänzt. Die vom Antragsteller vorgelegte Sicherheitsanalyse wird durch die von den Behörden zugezogenen Sachverständigen begutachtet. Dabei werden in erheblichem Umfang eigene Rechenprogramme oder verifizierte alternative Berechnungsmethoden eingesetzt.

## **Begleitende Kontrolle bei der Errichtung**

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

## **Inbetriebsetzungsprogramm**

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

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

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

Im Auftrag der Aufsichtsbehörde wird die gesamte Inbetriebsetzung von Sachverständigen überprüft. Diese bewerten das Inbetriebsetzungsprogramm und nehmen an von ihnen ausgewählten Prüfungen teil. In der letzten Phase der Inbetriebsetzung (Nulllast- und Leistungsprüfungen) erfolgt die Freigabe der einzelnen Leistungsstufen durch die Aufsichtsbehörde.

## **19 (ii) Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs**

Mit den Antragsunterlagen ist gemäß Atomrechtlicher Verfahrensverordnung [1A-10] eine Aufstellung vorzulegen, die alle für die Sicherheit der Anlage und ihres Betriebes bedeutsamen Angaben, die für die Beherrschung von Stör- und Schadensfällen vorgesehenen

Maßnahmen sowie einen Rahmenplan für die vorgesehenen Prüfungen an sicherheitstechnisch bedeutsamen Teilen der Anlage (Sicherheitsspezifikationen) enthält.

Die zugehörige Richtlinie [3-4] fordert, dass Sicherheitsspezifikationen, spätestens mit dem Antrag auf Genehmigung des Betriebes der jeweiligen Anlage als Genehmigungsunterlage der zuständigen Genehmigungsbehörde vorzulegen sind. Für die Dauer des Probetriebes können „vorläufige Sicherheitsspezifikationen“ erstellt werden, die nach Vorliegen aller relevanten Angaben, spätestens jedoch mit Beginn des Dauerbetriebes, in „endgültige Sicherheitsspezifikationen“ zu überführen sind.

Die Sicherheitsspezifikationen stellen als Genehmigungsunterlagen eine verbindliche und aktuelle Dokumentation des sicherheitstechnisch unbedenklichen und genehmigten Rahmens für Zustand und Betriebsweise der Anlage dar (Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs). Sie sind Grundlage für die Beurteilung der sicherheitstechnischen Relevanz von Veränderungen der Anlage oder ihres Betriebes. Änderungen an den in den Sicherheitsspezifikationen enthaltenen Angaben bedürfen grundsätzlich der Billigung durch die zuständige Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde.

Bei der Auslegung der Anlage sind die im Regelwerk vorgegebenen Auslegungsgrundsätze einzuhalten und Nachweise zur Störfallbeherrschung zu führen. Hieraus leiten sich Grenzwerte und Bedingungen für den Betrieb sowie Maßnahmen für die Beherrschung von Störfällen ab. Diese werden entsprechend der atomrechtlichen Verfahrensverordnung [1A-10] und einer Richtlinie über die Anforderungen an Sicherheitsspezifikationen für Kernkraftwerke [3-4] in den Sicherheitsspezifikationen zusammengefasst. Sie geben einen schnellen und lückenlosen Überblick über die die Sicherheit der Anlage bestimmenden Daten, Grenzwerte, Bedingungen, Auflagen und Maßnahmen. Die Sicherheitsspezifikationen sind Bestandteil des Betriebs- und des Prüfhandbuchs.

Zweckbestimmung und Zusammenhang der genannten Dokumente sollen kurz erläutert werden. In § 3 der atomrechtlichen Verfahrensordnung [1A-10] wird die als „Sicherheitsspezifikationen“ bekannte Daten- und Dokumentensammlung gefordert. Details zur Ausführung werden in der Richtlinie [3-4] vorgegeben. Demnach umfassen die Sicherheitsspezifikationen „alle für die Sicherheit der Anlage und ihres Betriebes bedeutsamen Angaben, die für die Beherrschung von Stör- und Schadensfällen vorgesehenen Maßnahmen sowie einen Rahmenplan für die vorgesehenen Prüfungen an sicherheitstechnisch bedeutsamen Teilen der Anlage“. Diese Sicherheitsspezifikationen sind bei Antrag auf Betriebsgenehmigung der zuständigen Behörde vorzulegen und beschreiben den sicherheitstechnischen Rahmen, in dem die Anlage betrieben werden darf. Die Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs sind damit definiert und dokumentiert.

Das wichtigste Arbeitsdokument für das Anlagenpersonal ist das Betriebshandbuch (→ Artikel 19 (iii)). Es enthält alle betriebs- und sicherheitstechnischen Anweisungen, die für den bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage und zur Beherrschung von Störfällen erforderlich sind, sowie Betriebsordnungen, die für das gesamte im Kraftwerk tätige Personal gelten. Aufbau und Inhalt des Betriebshandbuches werden im kerntechnischen Regelwerk in der KTA-Regel [KTA 1201] beschrieben. Die Sicherheitsspezifikationen sind als eigenes Kapitel oder als einzelne, besonders gekennzeichnete Unterkapitel im Betriebshandbuch enthalten. Eine Ausnahme bilden die Teile der Sicherheitsspezifikationen, die nicht im Betriebs-, sondern im Prüfhandbuch untergebracht sind. Änderungen der Sicherheitsspezifikationen dürfen nur mit Zustimmung der Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde vorgenommen werden. Die in den Sicherheitsspezifikationen von der Genehmigungsbehörde genehmigten Grenzwerte und Bedingungen des sicheren Betriebs müssen eingehalten werden.



Den Sicherheitsspezifikationen zuzuordnen sind diejenigen Kapitel des Betriebshandbuches, die die folgenden Themen abhandeln:

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

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

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

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

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

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

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

Abweichungen von den Grenzwerten und Bedingungen werden auf der Warte sofort detektiert, falls der zulässige Toleranzbereich verlassen wird. Bei Abweichungen von Grenzwerten oder Bedingungen sind die zu ergreifenden Maßnahmen im Betriebshandbuch festgelegt. Unabhängig davon, wie rasch eine Wiederherstellung des Normalbetriebszustands erfolgt, wird das Ereignis dokumentiert und dem internen Erfahrungsrückfluss als Störmeldung zugeführt (→ Artikel 19 (vii)).

Bei Änderungen der Anlage oder ihres Betriebs müssen die betroffenen Bedingungen überprüft und rechtzeitig vor Fortführung des Betriebs soweit erforderlich geändert werden. Bei einer Fortentwicklung des Erkenntnisstands werden die Festlegungen der Sicherheitspezifikationen sowohl vom Betreiber als auch von den Aufsichtsbehörden und ihren Sachverständigen daraufhin überprüft, ob Änderungen erforderlich sind.

Werden Änderungen der Sicherheitspezifikationen vorgenommen, wird das betroffene Schichtpersonal durch Besprechungen oder Mitteilungen unmittelbar über den neuen Sachverhalt informiert. Zusätzlich werden die regelmäßig zum Erhalt der Fachkunde erforderlichen Simulatorschulungen (→ Artikel 11 (2)) genutzt, um ggf. neue Abläufe gezielt einzuüben.

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

Der Genehmigung eines Kernkraftwerks liegen neben technischen auch personelle und organisatorische Voraussetzungen zugrunde. Die genehmigten Verfahrensweisen für den Betrieb einschließlich Instandhaltung und Prüfungen, aber auch für die in Artikel 19 (iv) beschriebene Beherrschung von Störungen und Störfällen, bestimmen die Aufbau- und Ablauforganisation des Kernkraftwerks. Aufbau- und Ablauforganisation sind im Betriebshandbuch der jeweiligen Anlage detailliert festgelegt.

Für die Aufbauorganisation sind u. a. die folgenden Grundsätze von Bedeutung:

- Der Leiter der Anlage ist für den sicheren Betrieb verantwortlich. Bei dessen Abwesenheit geht die Verantwortung auf seinen Stellvertreter bzw. den diensthabenden Schichtleiter über. Darüber hinaus sind Bereitschaften eingerichtet.
- Weisungen an den Schichtleiter mit Bedeutung für die Sicherheit der Anlage dürfen nur durch den Leiter der Anlage und über die unmittelbare Führungslinie des Schichtleiters erfolgen. Unmittelbare Eingriffe in den Betriebsablauf nehmen diese aber nur in begründeten Ausnahmefällen vor.
- Die Aufgaben, Befugnisse und Verantwortlichkeiten des Führungspersonals sind klar, überschneidungsfrei und vollständig festgelegt.
- Die für die Qualitätssicherung und den Strahlenschutz zuständigen Organisationseinheiten und Personen sind organisatorisch unabhängig von den für den Betrieb und die Instandhaltung zuständigen Fachbereichen, um Interessenkonflikte zu vermeiden.

Die Aufbauorganisation ist im Betriebshandbuch im Kapitel „Personelle Betriebsorganisation“ festgelegt.

Die staatliche Aufsichtsbehörde und die von ihr zugezogenen Sachverständigen überprüfen bei ihren Inspektionstätigkeiten vor Ort (→ Artikel 7 (2 iii) und Artikel 14 (ii)), ob die im Betriebshandbuch festgelegten Regelungen für die Aufbauorganisation auch in der Praxis eingehalten werden. Neben Begehungen der Anlage und Kontrollen auf der Anlagenwarte bietet insbesondere auch die enge aufsichtliche Begleitung größerer Betriebsgeschehnisse

(z. B. Änderungsverfahren, Instandhaltungsmaßnahmen, Untersuchungen infolge meldepflichtiger Ereignisse) einen Einblick in die personell-organisatorischen Abläufe.

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

### **Betriebshandbuch**

Alle Kernkraftwerke besitzen ein Betriebshandbuch. Aufbau und Inhalt des Betriebshandbuches sind in der Regel [KTA 1201] festgelegt. Das Betriebshandbuch enthält die im gesamten Kraftwerk gültigen Betriebsordnungen sowie alle betriebs- und sicherheitstechnischen Anweisungen, wie detaillierte Handlungsanweisungen für das Schichtpersonal sowie zusätzliche Informationen für verschiedene Anlagensituationen. Sicherheitsspezifikationen sind als solche explizit kenntlich gemacht.

Das Betriebshandbuch enthält die folgenden Teile:

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

Die Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen zur Bewältigung eventueller Notfälle sind ebenfalls in den Betriebsvorschriften festgelegt.

Das Betriebshandbuch wird durch einen Revisionsdienst auf aktuellem Stand gehalten. Das Exemplar in der Anlagenwarte enthält auch alle in Bearbeitung befindlichen Änderungseinträge. Alle Änderungen des Betriebshandbuches unterliegen dem Aufsichtsverfahren.

Die Einhaltung der Vorgaben des Betriebshandbuches wird durch die staatliche Aufsicht und die von ihr zugezogenen Sachverständigen bei Inspektionen vor Ort überprüft. Bei der Kontrolle organisatorischer Abläufe wird z. B. das Führen des Schichtbuchs, die Durchführung vorgeschriebener Rundgänge, die Vorgehensweise bei der Schichtübergabe oder die Ab-

wicklung von Störmeldungen und Arbeitsfreigaben überprüft. Im Bereich des Strahlenschutzes wird z. B. die Einhaltung von Dosisgrenzwerten sowie von Vorschriften zu Strahlenschutzbereichen und zur Lagerung radioaktiver Stoffe kontrolliert. Daneben werden vor Ort auch sicherheitstechnisch relevante Messwerte zum Anlagenbetrieb oder zur Emission radioaktiver Stoffe überprüft.

## **Prüfhandbuch**

Das Prüfhandbuch regelt die Häufigkeit und den Ablauf der vom Betreiber durchzuführenden wiederkehrenden Prüfungen an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Komponenten der Anlage. Aufbau und Inhalt des Prüfhandbuches sind in der Regel [KTA 1202] festgelegt. Das Prüfhandbuch enthält Anwendungshinweise, die Prüfliste und die dazu gehörenden Prüfanweisungen für die wiederkehrenden Prüfungen.

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

Die Prüfliste führt alle sicherheitstechnisch wichtigen wiederkehrenden Prüfungen auf. Sie enthält den Prüfgegenstand, den Prüfumfang, das Prüfintervall, den Betriebszustand der Anlage bei der Prüfung und die eindeutige Bezeichnung der Prüfanweisung. Die Prüfliste ist Bestandteil der Sicherheitspezifikationen.

Die Prüfanweisungen bestehen jeweils aus Angaben zu Prüfgegenstand, Prüfgrundlage (z. B. Genehmigungsaufgabe), Prüfform, Prüfziel, Prüfumfang, Hilfsmitteln und Unterlagen, Prüfvoraussetzungen, Prüfdurchführung (bei Funktionsprüfungen z. B. Schaltfolgeprogramm) und Protokollierung sowie Herstellung des Endzustands nach Abschluss der Prüfung. Die Prüfanweisungen stellen neben einem korrekten Prüfablauf sicher, dass auch bei Durchführung von Prüfungen die Grenzen des sicheren Betriebs nicht überschritten werden.

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.

## **Festlegung des Verfahrens bei Instandhaltungs- oder Änderungsarbeiten**

Der Arbeitsablauf bei der Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen, Instandhaltungsmaßnahmen und Änderungen ist im kerntechnischen Regelwerk in der Instandhaltungsrichtlinie [3-41] vorgegeben. Unter den Begriff der Instandhaltung fallen dabei Inspektion, Wartung und Instandsetzung. Im Einzelnen macht die Instandhaltungsrichtlinie Vorgaben für die Arbeitsschritte von der Planung der Maßnahme (bzw. vom Auftreten der Störung, falls es sich um die Reaktion auf eine solche handelt) über deren Durchführung bis hin zum Wiederherstellen der Betriebsbereitschaft und die Dokumentation. Das Verfahren stellt sicher, dass eine geplante Maßnahme im Hinblick auf den aktuellen Anlagenzustand bewertet wird und dass Aspekte der Anlagensicherheit, des Strahlenschutzes [3-43.1] (→ Artikel 15) und des Personenschutzes, die auch über die rein nuklearen Fragestellungen hinausgehen (Arbeits-

schutz, Brandschutz), vollständig und im zeitlichen Ablauf passend berücksichtigt werden. Im Betriebsreglement ist die Instandhaltungsrichtlinie vor allem in der Instandhaltungsordnung des Betriebshandbuches anlagenspezifisch umgesetzt.

Die vom Betreiber durchgeführten Instandhaltungsmaßnahmen an sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen werden von der Aufsichtsbehörde und ihren Sachverständigen bei Inspektionen vor Ort überprüft. Eine Pflicht zur Prüfung von Instandhaltungslisten oder -anweisungen durch Behörde und Sachverständigen ist im kerntechnischen Regelwerk nicht generell verankert, wurde aber vielfach in Genehmigungsaufgaben festgeschrieben. Ebenso wurden für die Durchführung von Änderungen, die kein Genehmigungsverfahren erfordern, Vorgehensweisen zur aufsichtlichen Prüfung von der Aufsichtsbehörde und dem Betreiber festgelegt.

Die Prüf- und Instandhaltungskonzepte wurden seit der Errichtung der Anlagen infolge Betriebserfahrungen und neuerer Erkenntnisse aus der Sicherheitsforschung weiterentwickelt. Zum Zeitpunkt der Errichtung der Anlagen (1969 - 1989) erfolgte die Zuordnung zu den sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, Komponenten und Anlagenteilen sowie die Festlegung von Prüfumfang und Prüfintervall im Wesentlichen durch ingenieurmäßige Betrachtung. Anhand der Systemunterlagen wurden die Komponenten identifiziert, welche für die Sicherheitsfunktionen einer Anlage benötigt werden. Unter Berücksichtigung der Betriebserfahrungen, des Kenntnisstandes über die Zuverlässigkeit der Komponenten und Empfehlungen der Komponentenhersteller wurde das Konzept für die wiederkehrenden Prüfungen entwickelt. Bestehende Lücken bei der Umsetzung der 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 weitgehend beseitigt.

In den letzten Jahren hat die Probabilistik die ingenieurmäßigen Betrachtungen zunehmend ergänzt. In Einzelfällen sind Vorgaben auf Basis der Betriebserfahrungen unter Berücksichtigung probabilistischer Überlegungen überprüft und modifiziert worden (z. B. festgelegte Prüfumfänge und Prüfintervalle an Komponenten des Primärkreises in der Regel [KTA 3201.4]).

#### **19 (iv) Vorgehensweisen bei Störungen, Störfällen und Notfällen**

Störungen des Normalbetriebs (anomaler Betrieb) haben zwar Einschränkungen zur Folge, (z. B. die Absenkung der Reaktorleistung bei Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe), der bestimmungsgemäße Betrieb der Anlage muss jedoch nicht aus sicherheitstechnischen Gründen abgebrochen werden. Hingegen kann bei Störfällen der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden. Für die im Genehmigungsverfahren betrachteten Störungen und Störfälle sind an den jeweiligen Ablauf angepasste Fahrweisen in detaillierten Prozeduren für das Schichtpersonal festgelegt. Diese sind im Betriebshandbuch in den Teilen 2 und 3 [KTA 1201] enthalten.

#### **Störfälle**

Die Prozeduren zur Beherrschung von Störfällen stellen eine Kombination aus schutzzielorientiertem und ereignisorientiertem Vorgehen dar.

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

- Störfalleitschema,
- Kontrolle der Schutzzielkriterien,
- Störfallentscheidungsbaum,
- schutzzielorientierte Störfallbehandlung und
- ereignisorientierte Störfallbehandlung,

Für den Fall des Auftretens eines Ereignisses, das eine Reaktorschnellabschaltung zur Folge hat, existiert ein Störfalleitschema, welches das Vorgehen des Schichtpersonals festlegt. 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 ein Schutzzielkriterium verletzt ist, so wird versucht, mit Hilfe der schutzzielorientierten Prozeduren die Anlagenparameter wieder in den Normalbereich zurückzuführen. Wird keine Verletzung von Schutzzielkriterien festgestellt, und ist das Ereignis einem Störfalltyp zuzuordnen, wird ereignisorientiert vorgegangen. Im Falle auslegungsüberschreitender Anlagenzustände werden durch das Personal ergänzend Notfallentscheidungs bäume und Notfallprozeduren herangezogen. Der Übergang von der Störfallbehandlung zu den Notfallprozeduren ist im Unterkapitel „Schutzzielorientiertes Vorgehen“ des Betriebshandbuches erläutert.

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

### Schutzzielorientiertes Vorgehen bei Störfällen

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

Jede schutzzielorientierte Prozedurbeschreibung ist gegliedert in:

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

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

### Ereignisorientiertes Vorgehen bei Störfällen

Ereignisorientiert wird vorgegangen, wenn kein Schutzziel gefährdet ist und das Ereignis eindeutig einem Störfalltyp (z. B. Kühlmittelverluststörfall, Störung der Wärmeabfuhr ohne Kühlmittelverlust, Einwirkungen von außen) zugeordnet werden kann. Dabei wird die Anlage anhand vorgegebener detaillierter Schrittprogramme in einen langfristig sicheren Zustand gebracht. Parallel hierzu wird regelmäßig überprüft, ob die Schutzzielkriterien weiterhin eingehalten werden. Wird eine Verletzung von Schutzzielkriterien festgestellt, ist das ereignisorientierte Vorgehen 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.

Zu den organisatorischen Voraussetzungen, die in allen Kernkraftwerken für die Bewältigung von Notfällen getroffen worden sind, gehört eine Notfallorganisation mit einem Krisenstab, der von weiterem Einsatzpersonal aus der Betriebsmannschaft unterstützt wird. Der Krisenstab ist innerhalb einer Stunde arbeitsfähig. Geeignete Räume, Arbeits- und Kommunikationsmittel werden vorgehalten. Neben dem Krisenstab auf der Anlage wird beim Hersteller der Anlagen (AREVA NP) ein weiterer Krisenstab einberufen, dessen Aufgabe die Unterstützung in technischen Fragen ist. Auch mit der Kerntechnischen Hilfsdienst GmbH, einer Gemeinschaftseinrichtung aller Betreiber der deutschen Kernkraftwerke zur Bewältigung von Notfällen und Beseitigung eventueller Folgen, besteht ein entsprechendes Kooperationsabkommen. Alarmierungspläne und Organisationsstrukturen sind im Betriebshandbuch festgelegt, weitergehende technische Maßnahmen und Notfallprozeduren im Notfallhandbuch.

### **19 (v) Ingenieurtechnische und technische Unterstützung**

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

- *Technik*  
Erhaltung und Optimierung der Funktionsfähigkeit und Betriebssicherheit der maschinentechnischen, elektro- und leittechnischen Komponenten und Systeme (ingenieurtechnisches Spezialwissen über die eingesetzten Komponenten und Systeme).
- *Instandhaltung*  
Planung, Steuerung, Durchführung und Überwachung von Instandhaltungs-, Neubau- und Umbaumaßnahmen.

– *Überwachung*

Bearbeitung und Lösung aller auftretenden Fachfragen auf den Gebieten Physik, Chemie, Strahlenschutz, Umweltschutz, Brandschutz und Anlagensicherung, welche die Anlage oder deren Betrieb betreffen.

Daneben haben die Betreiber für die Bearbeitung von übergeordneten Fragestellungen eigene Abteilungen, zum Teil auch in den Hauptverwaltungen der Unternehmen, aufgebaut, in denen Mitarbeiter aus unterschiedlichen Disziplinen allgemeine und übergreifende Projekte bearbeiten.

Bei der Durchführung von Änderungsmaßnahmen wird zunächst geprüft, welche der o. g. Stellen aufgrund ihrer Zuständigkeit einzubeziehen sind. Gemeinsam wird ein Änderungsantrag erarbeitet, der der Behörde vorgelegt wird. Sind für den obligatorischen Sicherheitsnachweis aufwändige Analysen erforderlich, so greifen die Betreiber auf den Service der großen Hersteller (AREVA NP und Westinghouse) zurück. Die Qualität der Sicherheitsanalysen (gemessen am Stand von Wissenschaft und Technik) wird durch enge Kooperation der großen Hersteller mit zahlreichen Forschungsinstituten, auch über die nationalen Grenzen hinweg, sichergestellt. Den Auftrag für die Fertigung und den Einbau von Komponenten vergeben die Betreiber in der Regel direkt an die Komponentenhersteller. Das kerntechnische Regelwerk ist daraufhin ausgerichtet, dass nur qualifizierte Hersteller, die durch entsprechende Qualitätssicherung in Eigenverantwortung die Qualität ihrer Arbeit sicherstellen, beauftragt werden dürfen (→ Anhang 2 zu [4-1]; Rahmenspezifikation Basissicherheit). Die Betreiber haben an der Auswahl der Hersteller und Zulieferer und der bei ihnen eingeführten Qualitätssicherung ein sicherheitstechnisches und auch wirtschaftliches Eigeninteresse. In den meisten Fällen bestehen langjährige Verträge zwischen den Betreibern und ihren Zulieferern. So werden für letztere die Planungssicherheit und damit der Kompetenzerhalt des bewährten und qualifizierten Personals gewährleistet. Wartung und Instandsetzung der Komponenten sind im Lieferservice zumeist inbegriffen. Um Terminüberschneidungen für die hochspezialisierten Firmen zu vermeiden, werden die Revisionstermine im nationalen Rahmen unter den Betreibern abgestimmt.

Die Dokumentation von anlagenspezifischen Daten obliegt den Betreibern. Die entsprechenden Genehmigungsunterlagen (Betriebs-, Prüf- und Qualitätshandbücher) werden von eigenen Mitarbeitern gepflegt. Eine Ausnahme stellen die Handbücher für die Konvoi-Anlagen (Isar 2, Emsland und Neckarwestheim 2) dar. Für diese ist auch die Pflege der einschlägigen Dokumente dem Hersteller (AREVA NP) übertragen.

## **19 (vi) Meldung von Ereignissen, behördliches Meldeverfahren**

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

Das behördliche Meldeverfahren ist ein Element der atomrechtlichen Aufsicht. Es dient in erster Linie der Information der zuständigen atomrechtlichen Aufsichtsbehörde. Die Meldung



gen und die daraus resultierenden Erkenntnisse werden in einem bundesweiten Informationssystem verbreitet und unterstützen damit vorbeugende Maßnahmen gegen das Auftreten ähnlicher Fehler in anderen Anlagen.

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

**Kategorie S** (Sofortmeldung - Meldefrist: unverzüglich)  
Der Kategorie S sind solche Ereignisse zuzuordnen, die der Aufsichtsbehörde sofort gemeldet werden müssen, damit diese gegebenenfalls in kürzester Frist Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch Ereignisse, die auf akute sicherheitstechnische Mängel hinweisen.

**Kategorie E** (Eilmeldung - Meldefrist: innerhalb von 24 Stunden)  
Der Kategorie E sind solche Ereignisse zuzuordnen, die zwar keine Sofortmaßnahmen der Aufsichtsbehörde verlangen, deren Ursache aber aus Sicherheitsgründen geklärt und gegebenenfalls in angemessener Frist behoben werden muss. In der Regel handelt es sich dabei um sicherheitstechnisch potentiell - aber nicht unmittelbar - signifikante Ereignisse.

**Kategorie N** (Normalmeldung - Meldefrist: innerhalb von 5 Tagen)  
Der Kategorie N sind Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung zuzuordnen. Sie gehen nur wenig über routinemäßige betriebstechnische Ereignisse bei vorschriftsmäßigem Anlagenzustand und -betrieb hinaus. Sie werden ausgewertet, um mögliche Schwachstellen bereits im Vorfeld zu erkennen.

**Kategorie V** (Vor Kernbeladung - Meldefrist: innerhalb von 10 Tagen)  
Der Kategorie V sind solche Ereignisse während der Errichtung und Inbetriebnahme eines Kernkraftwerkes zuzuordnen, über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf den späteren sicheren Betrieb der Anlage informiert werden muss.

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

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

Der Inhalt der schriftlichen Meldung des Ereignisses wird durch das Meldeformular geregelt. Dabei werden schnelle Informationen über die radiologische Lage, ein Überblick über die sicherheitstechnische Bedeutung und weitere Detailinformationen für auswertende Stellen berücksichtigt. Weiterhin werden durch die einheitliche Form der schriftlichen Meldung die Vergleichbarkeit der einzelnen Meldungen und die Datenbankspeicherung der Informationen vereinfacht. Inhaltlich untergliedert sich das Meldeformular in vier Teile:

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

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

In den letzten Jahren wurden die Erläuterungen zu den Meldekriterien für die Kernkraftwerke aufgrund der bisherigen Erfahrungen überarbeitet und konkretisiert. Die Überarbeitung der Meldekriterien selber findet zurzeit statt. Aus praktischen Erwägungen werden die Meldekriterien zukünftig in getrennte technische Teile für Kernkraftwerke, für Forschungsreaktoren, für die Anlagen der Kernbrennstoffver- und -entsorgung, für alle stillgelegten kerntechnischen Anlagen sowie für die Aufbewahrung von abgebrannten Brennelementen gegliedert sein.

Die Meldekriterien sind in Anlagen zur Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] enthalten. Weitere Anforderungen zur künftigen Gestaltung des Meldeverfahrens werden derzeit für eine Anpassung der Meldeverordnung selber noch diskutiert.

## **19 (vii) Sammlung, Analyse und Austausch von Betriebserfahrungen**

In Deutschland wurde bereits in den Anfangsjahren der Nutzung der Kernenergie ein System zur Sammlung und Nutzung der Betriebserfahrungen aus kerntechnischen Einrichtungen eingeführt. Dieses System wurde über mehr als 30 Jahre weiterentwickelt. Der erzielte Erfahrungsrückfluss hat maßgeblich zur Fortentwicklung der Sicherheit der kerntechnischen Einrichtungen beigetragen. Quelle des Erfahrungsrückflusses sind neben gezielten Untersuchungen und Analysen überwiegend meldepflichtige Ereignisse oder unterhalb der Meldeschwelle liegende Befunde.

In § 4 der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung [1A-17] werden neben Anforderungen zur Meldung meldepflichtiger Ereignisse auch Anforderungen an die Auswertung von sonstigen Betriebserfahrungen aufgestellt. Auch aus den Sicherheitskriterien [3-1] ist abzuleiten, dass die Betreiber Ereignisse erfassen, auswerten und gegebenenfalls entsprechende Maßnahmen ergreifen müssen.

Meldepflichtige Ereignisse werden von der Industrie und von den Behörden auf mehreren Ebenen ausgewertet, und zwar vom Betreiber der betroffenen Anlage und von den Betreibern anderer Anlagen, auf Landesebene von den atomrechtlichen Landesbehörden und ihren Sachverständigenorganisationen sowie auf Bundesebene vom BfS und der GRS (im Auftrag des BMU). Diese mehrfache, unabhängige Analyse stellt sicher, dass jedes melde-

pflichtige Ereignis detailliert ausgewertet wird.

### **Auswertung der Betriebserfahrung durch die Betreiber**

Der Erfahrungsrückfluss innerhalb der betroffenen Anlage ist durch entsprechende Verfahrensanweisungen im Betriebshandbuch festgelegt. Alle Mängel und Störungen, die vom Betriebspersonal registriert werden, werden erfasst und dokumentiert. Es wird eine entsprechende Störmeldung angefertigt, die je nach Prioritätsgrad und fachspezifischer Ausrichtung durch festgelegte Stellen weiterbearbeitet wird. Dies erfolgt inzwischen überwiegend mit einem rechnergestützten integrierten Betriebsführungssystem. Dadurch ist gewährleistet, dass ein fest definierter, auf die Störung zugeschnittener Workflow eingehalten wird, wobei dieser im Grundsatz durch die Instandhaltungsrichtlinie [3.41] festgelegt ist (→ Artikel 19 (iii)).

In arbeitstäglichen Besprechungen werden die aufgetretenen Mängel und Störungen diskutiert, bewertet und die gegebenenfalls erforderlichen Maßnahmen festgelegt. Die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen und aller Instandhaltungsmaßnahmen sowie wichtige Messergebnisse, die Hinweise auf Abweichungen von Prozessparametern geben können, werden ebenfalls erfasst und dokumentiert, so dass z. B. für jede Komponente ein Lebenslauf erstellt werden kann. Diese Daten bilden die Grundlage für die Sicherheitsuntersuchungen und darüber hinaus für gezielte Auswertungen zu einzelnen Komponenten wie auch für generische Auswertungen, Trendanalysen, Alterungsmanagement oder die Ermittlung von Zuverlässigkeitskenndaten für anlagenspezifische probabilistische Untersuchungen. Die Betriebserfahrung wird von den Betreibern auch systematisch hinsichtlich menschlicher Fehlhandlungen und möglicher daraus abzuleitender Verbesserungsmaßnahmen ausgewertet (→ Artikel 12).

Anlagenübergreifende Informationen stehen den Betreibern durch ein eigenes Netzwerk zur Verfügung. Die zentrale Schnittstelle ist die Zentrale Melde- und Auswertungsstelle des VGB (VGB-ZMA). Dort werden alle eingehenden Meldungen aus Kernkraftwerken in Deutschland umgehend in eine Datenbank gespeist. Angeschlossen sind auch einige Anlagen des Herstellers KWU (jetzt AREVA NP) im Ausland. Von den einzelnen Anlagen aus erfolgt ein 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 NP Erfahrungsstelle an die VGB-ZMA. Entsprechend vertraglicher Vereinbarung unterstützt AREVA NP die Betreiber seit 1989 bei der Auswertung der Ereignisse. Neben ausgewählten Ereignissen aus der VGB-ZMA-Datenbank greift AREVA NP auch auf GRS-Weiterleitungsnachrichten und IRS-Meldungen zu. Es werden Übertragbarkeit und Relevanz für deutsche Anlagen geprüft. Schließlich berichtet AREVA NP in Service-Informationen über neue Erkenntnisse und Untersuchungen, die von ihr gelieferte 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“ zu nennen, in denen die Leiter der Anlagen organisiert sind. Hier werden konkrete Ereignisse und die daraus zu ziehenden Konsequenzen diskutiert. Die Kraftwerksleiter sind in einem Fachausschuss organisiert, der sich hauptsächlich mit übergeordneten Themen beschäftigt. Für Fachspezialisten stehen jeweils gesonderte Arbeitskreise zur Verfügung, in denen ganz bestimmte und eng umrissene Fachthemen diskutiert werden.

### **Auswertung der Betriebserfahrung durch die Aufsichtsbehörden**

Für den sicheren Betrieb und die Aufgaben der atomrechtlichen Aufsicht kommt dem frühzeitigen Erkennen von Anhaltspunkten für sicherheitsrelevante Probleme oder Risikofaktoren ein hoher Stellenwert zu. Anhaltspunkte hierfür können insbesondere aus der Auswertung des Betriebsgeschehens und der sicherheitsrelevanten Betriebserfahrung sowie aus der Weiterentwicklung der für die Sicherheit bedeutsamen Erkenntnisse und Anforderungen aufgrund des allgemeinen technischen Fortschritts gewonnen werden. Die Behörden gehen diesen Anhaltspunkten im Rahmen der atomrechtlichen Aufsichtsverfahren nach. Durch die regelmäßige Aufsicht erhalten die atomrechtlichen Behörden und ihre zugezogenen Sachverständigen Kenntnis vom aktuellen Betriebszustand und von den grundlegenden Betriebsabläufen. Weiterhin müssen die Betreiber der Kernkraftwerke den Aufsichtsbehörden regelmäßig Betriebsberichte vorlegen. Darin enthalten sind Angaben zum Betriebsverlauf, zu Instandhaltungsmaßnahmen und Prüfungen, zum Strahlenschutz und zu radioaktiven Abfällen. Darüber hinaus gibt es regelmäßige Berichterstattung der Betreiber zu einzelnen Themen.

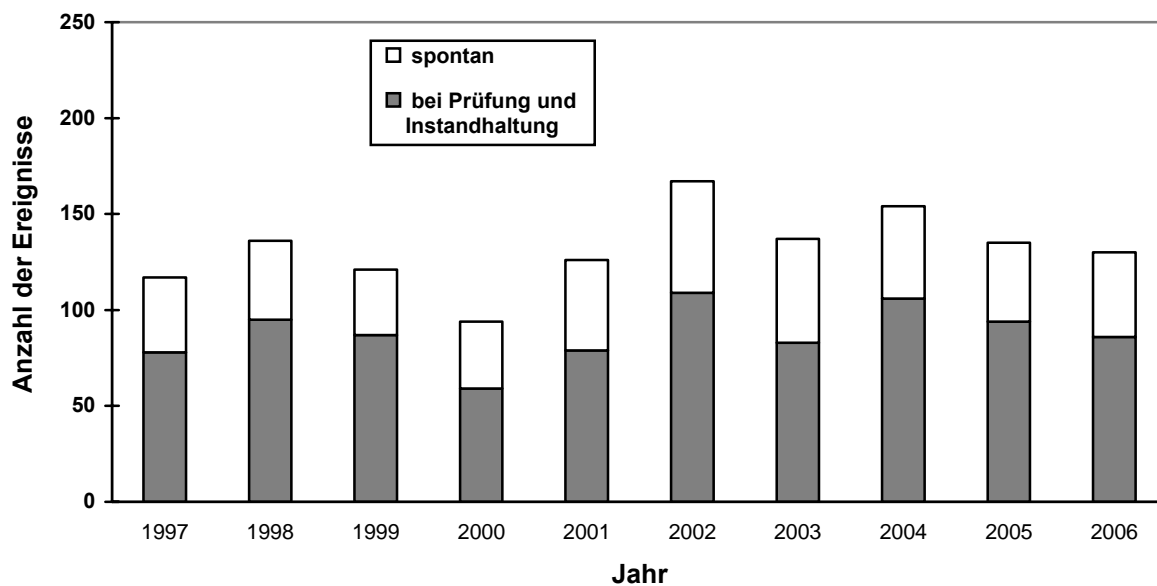
Die Betreiber unterrichten die zuständigen atomrechtlichen Aufsichtsbehörden zum Teil unabhängig von ihren Meldepflichten (→ Artikel 19 (vi)) auch über Erkenntnisse aus den eigenen Anlagen unterhalb der Meldeschwelle und über Erkenntnisse außerhalb der eigenen Anlagen, die für die Sicherheitsfragen Bedeutung haben können, unterrichten. Die atomrechtliche Aufsichtsbehörde wertet diese Erfahrungen im Grundsatz mit den auch bei meldepflichtigen Ereignissen angewandten Methoden mit dem Ziel aus, ggf. mögliche Vorkehrungen gegen Wiederholungen der negativen Betriebserfahrungen in den zu beaufsichtigenden Anlagen zu erreichen. Sofern diese Betriebserfahrungen oder durch die Sachverständigen festgestellte Auffälligkeiten auch für die atomrechtlichen Aufsichtsbehörden in anderen Bundesländern von Interesse sein können, werden geeignete Informationen zur Verfügung gestellt. Generell werden die Informationen zunächst innerhalb der zugezogenen Sachverständigenorganisationen weitergeleitet. Die so informierten Sachverständigenorganisationen prüfen zunächst die Übertragbarkeit der Erkenntnisse auf die Anlagen, bei denen sie als atomrechtliche Sachverständige tätig sind, und informieren ggf. mit gutachterlichen Empfehlungen die atomrechtlichen Behörden, in deren Auftrag sie tätig sind.

Vor dem Hintergrund aller aufsichtlichen Erkenntnisse sind aber die meldepflichtigen Ereignisse die wichtigste Grundlage für die behördliche Auswertung der Betriebserfahrung, insbesondere um sicherheitstechnische Mängel zu bewerten und um die Übertragbarkeit auf andere Anlagen zu prüfen.

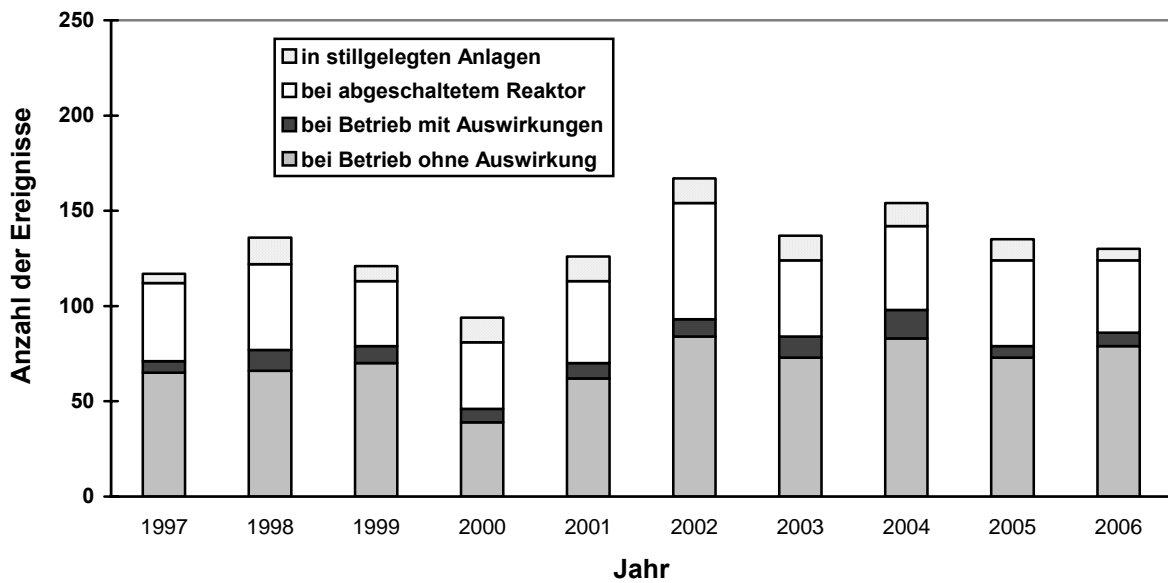
Die Landesaufsichtsbehörde und ihre Sachverständigenorganisation analysieren ein meldepflichtiges Ereignis zunächst hinsichtlich der sicherheitstechnischen Bedeutung und der zu treffenden Abhilfemaßnahmen in der betroffenen Anlage. In einem weiteren Schritt prüfen die Landesaufsichtsbehörde und ihre Sachverständigenorganisation die Bedeutung des Ereignisses für die übrigen Anlagen in ihrem Aufsichtsbereich. Damit eine Auswertung über die Landesgrenzen hinaus auf nationaler Ebene erfolgen kann, gibt die Landesaufsichtsbehörde dem BMU, dem BfS und der GRS Informationen über das gemeldete Ereignis weiter (→ Artikel 19 (vi)).

**Tabelle 19-1 Anzahl meldepflichtiger Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Kategorien**

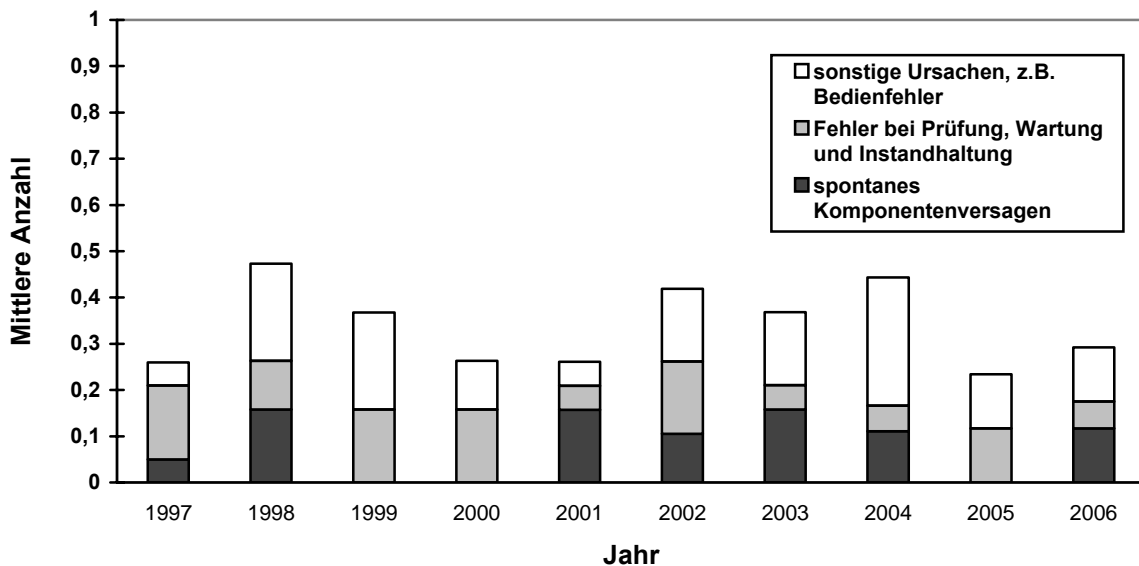
Jahr	Anzahl	Meldekategorien				INES-Stufen		
		S	E	N	V	0	1	2
1997	117	0	3	114	0	114	3	0
1998	136	0	4	132	0	132	3	1
1999	121	0	1	120	0	120	1	0
2000	94	0	2	92	0	91	3	0
2001	126	2	7	117	0	119	5	2
2002	167	0	10	157	0	154	13	0
2003	137	0	0	137	0	134	3	0
2004	154	0	6	148	0	147	7	0
2005	135	0	2	133	0	135	0	0
2006	130	0	4	126	0	130	0	0



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



**Abbildung 19-2 Meldepflichtige Ereignisse aus Kernkraftwerken nach Betriebszuständen und Auswirkungen auf den Betrieb (Leistungsbetrieb, An- und Abfahren)**



**Abbildung 19-3 Mittlere Anzahl ungeplanter Reaktorschnellabschaltungen pro Anlage und Jahr**

## **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 monatlich eine Erstbewertung der gemeldeten Ereignisse durch und informiert in vierteljährlichen und jährlichen Berichten alle atomrechtlichen Landesbehörden, Gutachter, Hersteller und Betreiber der Kernkraftwerke sowie die Öffentlichkeit über die meldepflichtigen Ereignisse in Kernkraftwerken, Forschungsreaktoren und sonstigen kerntechnischen Einrichtungen. Auf die beim BfS geführte Datenbank der meldepflichtigen Ereignisse haben die atomrechtlichen Landesaufsichtsbehörden, das BMU und die GRS Zugriff. Eine Zusammenstellung der meldepflichtigen Ereignisse für die letzten 10 Jahre enthält die Tabelle 19-1, wobei auch die Einstufung nach den Meldekategorien und nach INES angegeben ist.

Die Abbildungen 19-1 und 19-2 zeigen diese Ereignisse nach Art des Auftretens, spontan oder Erkennung bei Prüfung bzw. Instandhaltung, sowie nach dem Betriebszustand der Anlage bei Erkennung des Ereignisses und den Auswirkungen auf den Betrieb. Nachgemeldete Ereignisse und in einigen Fällen nachträglich korrigierte Einstufungen sind in den Darstellungen bereits berücksichtigt. Die Abbildung 19-3 zeigt die Entwicklung der mittleren Anzahl der Reaktorschnellabschaltungen in den letzten 10 Jahren mit Darstellung ihrer wesentlichen Ursachen.

### Auswertung der Betriebserfahrung durch GRS

Alle meldepflichtigen Ereignisse aus deutschen Kernkraftwerken werden bei der GRS durch ein Expertenteam einer mehrstufigen interdisziplinären Untersuchung unterzogen. Dazu gehört auch eine regelmäßige Durchsprache der Ereignisse in einem Expertenkreis.

Neben der deutschen Betriebserfahrung ist die internationale Betriebserfahrung eine weitere wichtige Quelle des Erfahrungsrückflusses. Aus diesem Grund wird auch die internationale Betriebserfahrung in der Bundesrepublik intensiv genutzt. Wesentliche Quelle für Sicherheitserkenntnisse aus der internationalen Betriebserfahrung ist das Incident Reporting System (IRS) der IAEA und OECD/NEA. Die Bundesrepublik beteiligt sich aktiv an diesem Meldesystem. Die in diesem Rahmen gemeldeten Ereignisse werden von der GRS im Auftrag des BMU systematisch insbesondere im Hinblick auf eine mögliche Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen ausgewertet. In Quartalsberichten wird jedes Ereignis aus dem IRS kurz beschrieben und hinsichtlich seiner Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen kommentiert. Die Quartalsberichte werden zusammen mit den entsprechenden Originalberichten des IRS sowohl an die Aufsichtsbehörden und Sachverständigenorganisationen als auch an die Betreiber und sonstigen zuständigen Institutionen gesandt. Darüber hinaus erstellt die GRS Jahresberichte, die die Ereignisse mit besonderer Bedeutung für deutsche Anlagen ausführlich darstellen und bewerten. Die Jahresberichte, die ca. 20 ausgewählte IRS-Berichte umfassen, werden an den gleichen Verteilerkreis versandt. Die Betreiber prüfen diese Berichte im Hinblick auf die Übertragbarkeit auf ihre Anlagen.

Zu Ereignissen aus deutschen und ausländischen Kernkraftwerken, die sich im Rahmen der vertieften Untersuchungen als aktuell oder potentiell sicherheitstechnisch bedeutsam und auf andere Anlagen übertragbar herausstellen, erarbeitet die GRS Weiterleitungsnachrichten, die im Auftrag des BMU an die Aufsichtsbehörden, die Sachverständigenorganisationen, die Betreiber, die Hersteller und andere Institutionen übermittelt werden. Die Weiterleitungsnachrichten enthalten eine Beschreibung des Sachverhalts, die Ergebnisse der Ursachenanalyse, die Bewertung der sicherheitstechnischen Bedeutung, die vom Betreiber ergriffenen oder vorgesehenen Maßnahmen und als wesentliches Element Empfehlungen zu Überprüfungen

und gegebenenfalls Ergreifung von Abhilfemaßnahmen in anderen Anlagen. Die Betreiber sind verpflichtet, zu jeder Weiterleitungsnachricht eine Stellungnahme für die jeweilige Aufsichtsbehörde zu erstellen, wobei insbesondere auf die Umsetzung der Empfehlungen einzugehen ist. Die Stellungnahmen werden von Sachverständigen im Auftrag der zuständigen Aufsichtsbehörden geprüft. Die GRS sammelt den Informationsrückfluss zu den Weiterleitungsnachrichten und wertet sie jährlich in Hinblick auf zusätzliche Erkenntnisse aus. Diese Erkenntnisse werden wiederum dem o. g. Empfängerkreis der Weiterleitungsnachrichten in Form eines Berichtes zur Verfügung gestellt.

Bei besonderen Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken werden von der GRS auf Anforderung durch das BMU kurzfristig Stellungnahmen zur sicherheitstechnischen Bedeutung und zur Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke angefertigt. Bei Ereignissen, die ein sofortiges Handeln der Behörden erforderlich machen könnten, erfolgt eine direkte Information der Landesbehörden durch das BMU.

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 IAEA gemeldet. Die gilt insbesondere für alle Ereignisse der INES Stufe 2, die kurzfristig zu melden sind.

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

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

#### Diskussion der Betriebserfahrungen durch Beratungsgremien und Andere

Wie auf Seiten der Betreiber gibt es auch innerhalb der Behörden und der Sachverständigenorganisationen Arbeitskreise, in denen die anfallenden Betriebserfahrungen und die Schlussfolgerungen hinsichtlich der Sicherheit und anlagenübergreifenden Bedeutung regelmäßig diskutiert werden. Auch von der 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.

Mit einigen Staaten (Brasilien, Frankreich, Niederlande, Schweiz, Spanien, Tschechien, etc.) gibt es auch eine direkte bilaterale Zusammenarbeit. Dazu gehört auch ein intensiver Austausch von Betriebserfahrungen zwischen den jeweiligen Experten.



## **Gesamtbild der Auswertung von Betriebserfahrungen**

Die eingeführten Verfahren zur Erfassung, Aufbereitung, Bewertung und Weiterleitung von sicherheitsrelevanten Betriebserfahrungen haben sich bewährt und erscheinen im internationalen Maßstab als 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 Auswertung internationaler Betriebserfahrung sowie die Information der internationalen Community über deutsche Betriebserfahrungen sind verbesserungswürdig.

## **19 (viii) Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente**

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.

### **Erzeugung, Behandlung, Konditionierung, Freigabe und Beseitigung radioaktiver Abfälle**

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

Die anfallenden radioaktiven Abfälle werden bereits zum Zeitpunkt ihres Entstehens nach Aktivität und Materialart sortiert. Dies geschieht zunächst mit dem Ziel, den größtmöglichen Anteil nach einer 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 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 µSv-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.

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 nicht wärmeerzeugender radioaktiver Abfälle [3-59] geben hierfür die Sortierkriterien und die Erfordernisse für die Erfassung, Bestimmung der Aktivität und die Dokumentation vor. Die Abfallverursacher können jederzeit Auskunft geben über die Aktivität und den Verbleib aller radioaktiven Abfälle.

Die Verpackung, Vorbehandlung und Konditionierung der radioaktiven Abfälle werden mit qualifizierten Verfahren und soweit möglich und sinnvoll in den Kernkraftwerken selber vorgenommen. Dabei werden für die jeweils vorgesehene Behandlung und Konditionierung die Anforderungen für die spätere Endlagerung berücksichtigt. Einrichtungen zur Vorbehandlung (z. B. zum Konzentrieren, Sortieren, Pressen und Verpacken) sind in allen Kernkraftwerken vorhanden. Dementsprechend werden z. B. nicht brennbare flüssige Abfälle konzentriert sowie nicht brennbare feste Abfälle mit Hochdruckpressen kompaktiert. Die endlagerechte Konditionierung erfolgt in vielen Fällen durch Vertragsunternehmen, die über mobile Einrichtungen (z. B. In-Fass-Trocknungsanlagen für flüssige Konzentrate, fernbediente Unterwasser-Zerlegeeinrichtungen für mittelaktive Abfälle) verfügen und hierzu mit diesen Einrichtungen in die Kernkraftwerke kommen. Die Verbrennung brennbarer Abfälle und die Konditionierung (Zementierung) der entstehenden Aschen werden von Vertragsunternehmen in externen Anlagen durchgeführt. Die konditionierten Abfallgebände werden vom Kernkraftwerk zurückgenommen, entweder dort gelagert oder zu zentralen (externen) Zwischenlagern gebracht.

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

### **Lagerung abgebrannter Brennelemente**

Zur zukünftigen Minimierung von Transporten abgebrannter Brennelemente haben die Betreiber der Kernkraftwerke in den Jahren 1998 - 2000 für 13 Standorte (außer Mülheim-Kärlich und Obrigheim) die Errichtung von Standort-Zwischenlagern beantragt (→ Tabelle 19-2). Aufgrund der Abschaltung des Kernkraftwerks Stade wurde der Antrag für diesen Standort zurückgezogen. Bei diesen Zwischenlagern handelt es sich um Trockenlager für abgebrannte Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern, die im ersten Schritt für den Typ Castor beantragt wurden. Die Kapazität dieser Lager ist so bemessen, dass alle anfallenden abgebrannten Brennelemente bis zur endgültigen Einstellung des Kraftwerksbetriebes aufgenommen und dort auch über die Stilllegung des Kernkraftwerks hinaus bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers gelagert werden können. Die Betriebsdauer ist auf 40 Jahre ab Einlagerung des 1. Behälters beschränkt. Die Anträge sind genehmigt und die zwölf Standort-Zwischenlager sind in Betrieb. 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. Um kurzfristige Engpässe bei der Lagerung zu vermeiden, wurden für die Kernkraftwerke Biblis, Krümmel, Neckarwestheim und Philippsburg zusätzlich vorübergehende Lagermöglichkeiten (Interimslager) mit einer Kapazität zwischen 12 und 28 Stellplätzen für Lagerbehälter genehmigt. Mit der Inbetriebnahme der jeweiligen Standort-Zwischenlager wurde 2006 bzw. 2007 der Betrieb der Interimslager an diesen Standorten beendet. Zuständig für die Erteilung der Aufbewahrungsgenehmigung für die abgebrannten Brennelemente in den Zwischenlagern ist das BfS.

### **Entsorgung**

Deutschland ist Mitglied des Übereinkommens über nukleare Entsorgung (Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle) [1E-8]. Über die Aktivitäten zur Entsorgung radioaktiver Abfälle hat Deutschland zuletzt im Rahmen der Überprüfungskonferenz im Mai 2006 berichtet.

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

<b>Standort-Zwischenlager bei Kernkraftwerk</b>	<b>Erteilung der 1. Genehmigung nach § 6 AtG</b>	<b>Masse SM [Mg]</b>	<b>Stellplätze</b>	<b>Baubeginn</b>	<b>Inbetriebnahme</b>
Biblis (KWB)	22.09.2003	1400	135	01.03.2004	18.05.2006
Brokdorf (KBR)	28.11.2003	1000	100	05.04.2004	05.03.2007
Brunsbüttel (KKB)	28.11.2003	450	80	07.10.2003	05.02.2006
Grafenrheinfeld (KKG)	12.02.2003	800	88	22.09.2003	27.02.2006
Grohnde (KWG)	20.12.2002	1000	100	10.11.2003	27.04.2006
Gundremmingen (KRB)	19.12.2003	1850	192	23.08.2004	25.08.2006
Isar (KKI)	22.09.2003	1500	152	14.06.2004	12.03.2007
Krümmel (KKK)	19.12.2003	775	80	23.04.2004	14.11.2006
Lingen (KKE)	06.11.2002	1250	130	18.10.2000	10.12.2002
Neckarwestheim (GKN)	22.09.2003	1600	151	17.11.2003	06.12.2006
Philippsburg (KKP)	19.12.2003	1600	152	17.05.2004	19.03.2007
Unterweser (KKU)	22.09.2003	800	80	19.01.2004	18.06.2007
<b>Interimslager bei Kernkraftwerk</b>	<b>Erteilung der Genehmigung nach § 6 AtG</b>	<b>Masse SM [Mg]</b>	<b>Stellplätze</b>	<b>Inbetriebnahme</b>	<b>Außerbetriebnahme</b>
Biblis (KWB)	20.12.2001	300	28	07.03.2002	12.09.2006
Krümmel (KKK)	20.06.2003	120	12	05.08.2004	23.11.2006
Neckarwestheim (GKN)	10.04.2001	250	24	10.04.2001	19.12.2006
Philippsburg (KKP)	31.07.2001	250	24	31.07.2001	30.03.2007

## **Artikel 19: Fortschritte und Veränderungen seit 2004**

### KTA-Regelanpassung: Anforderung an das Betriebs- und Notfallhandbuch

Unter Berücksichtigung der Fortentwicklung des Erkenntnisstands und der Betriebsanforderungen werden die Festlegungen in der Regel [KTA 1201] zu Sicherheitspezifikationen zurzeit überarbeitet. Im Zuge dieser Überarbeitung erfolgt eine grundlegende Neustrukturierung der Regel [KTA 1201] mit zusätzlichen Anforderungen zum An- und Abfahren der Anlage, zum Anlagenstillstand (Nichtleistungsbetrieb). Darüber hinaus sind Anforderungen an Regelungen zur Störfallbeherrschung bei Nichtleistungsbetrieb neu aufgenommen. Modifiziert wurden ebenfalls die Anforderungen zum schutzzielorientierten Teil des Betriebshandbuches sowie der Übergang zum Notfallhandbuch. Zurzeit erfolgt ebenfalls die Erarbeitung einer neuen KTA-Regel zu Anforderungen an das Notfallhandbuch.

### Meldeverfahren

Die Betreiber haben ihr Informationssystem hinsichtlich der beschleunigten Erfassung und Bewertung von sicherheitstechnisch bedeutsamen Vorkommnissen im Ausland verbessert.

### Lagerung abgebrannter Brennelemente

Für alle bis zum Jahre 2000 beantragten Standort-Zwischenlager wurden die Genehmigungen erteilt. Alle sind errichtet und in Betrieb. Für den Standort Obrigheim wurde 2005 ein neues Standort-Zwischenlager beantragt.

Ein Transport von bestrahlten Brennelementen zur Wiederaufarbeitung wurde letztmalig im ersten Halbjahr 2005 durchgeführt. Seit dem 1. Juli 2005 ist dieser Entsorgungsweg nicht mehr erlaubt.

## **Artikel 19: Zukünftige Aktivitäten**

Die Staatliche Stelle in Deutschland wird sich aktiv an der Weiterentwicklung der Melde- und Auswertesysteme für Betriebserfahrung bei internationalen Organisationen beteiligen.

## **Anhang 1 Kernkraftwerke**

**Anhang 1-1 Kernkraftwerke in Betrieb**

	<b>Kernkraftwerke in Betrieb</b> Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Hauptgesellschafter)	Typ Brutto- leistung MWe	Bau- linie	a) Antrags- datum b) Erst- kritikalität
1	Biblis A (KWB A) Biblis Hessen	a) RWE Power b) KWU c) RWE Power 100%	DWR 1225	2	a) 11.06.1969 b) 16.07.1974
2	Biblis B (KWB B) Biblis Hessen	a) RWE Power b) KWU b) RWE Power 100%	DWR 1300	2	a) 03.05.1971 b) 25.03.1976
3	Neckarwestheim 1 (GKN 1) Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 98,45%	DWR 840	2	a) 02.04.1971 b) 26.05.1976
4	Brunsbüttel (KKB) Brunsbüttel Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Brunsbüttel b) AEG/KWU c) Vattenfall Europe Nuclear Energy 66,7 %	SWR 806	69	a) 10.11.1969 b) 23.06.1976
5	Isar 1 (KKI 1) Essenbach Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100%	SWR 912	69	a) 25.06.1971 b) 20.11.1977
6	Unterweser (KKU) Esenshamm Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100%	DWR 1410	2	a) 07.04.1971 b) 16.09.1978
7	Philippsburg 1 (KKP 1) Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 100 %	SWR 926	69	a) 20.02.1970 b) 09.03.1979
8	Grafenrheinfeld (KKG) Grafenrheinfeld Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 100%	DWR 1345	3	a) 07.06.1973 b) 09.12.1981
9	Krümmel (KKK) Krümmel Schleswig-Holstein	a) Kernkraftwerk Krümmel b) KWU c) Vattenfall Europe Nuclear Energy 50 % E.ON Kernkraft 50%	SWR 1402	69	a) 18.02.1972 b) 14.09.1983
10	Gundremmingen B (KRB B) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk Gundremmingen b) KWU c) RWE Power 75%	SWR 1344	72	a) 15.03.1974 b) 09.03.1984
11	Grohnde (KWG) Grohnde Niedersachsen	a) Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde b) KWU c) E.ON Kernkraft 83,3%	DWR 1430	3	a) 03.12.1973 b) 01.09.1984

**Anhang 1-1 Kernkraftwerke in Betrieb**

	<b>Kernkraftwerke in Betrieb</b> Standort	a) Betreiber b) Hersteller c) Eigentümer (Hauptgesellschafter)	Typ Brutto- leistung MWe	Bau- linie	a) Antrags- datum b) Erst- kritikalität
12	Gundremmingen C (KRB C) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk Gundremmingen b) KWU c) RWE Power 75%	SWR 1344	72	a) 15.03.1974 b) 26.10.1984
13	Philippsburg 2 (KKP 2) Philippsburg Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 100 %	DWR 1458	3	a) 24.06.1975 b) 13.12.1984
14	Brokdorf (KBR) Brokdorf Schleswig-Holstein	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 80%	DWR 1440	3	a) 12.03.1974 b) 08.10.1986
15	Isar 2 (KKI 2) Essenbach Bayern	a) E.ON Kernkraft b) KWU c) E.ON Kernkraft 75%	DWR 1475	4 Konvoi	a) 13.02.1979 b) 15.01.1988
16	Emsland (KKE) Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerke Lippe-Ems b) KWU c) RWE Power 87,5%	DWR 1400	4 Konvoi	a) 28.11.1980 b) 14.04.1988
17	Neckarwestheim 2 (GKN 2) Neckarwestheim Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) KWU c) EnKK 98,45%	DWR 1400	4 Konvoi	a) 27.11.1980 b) 29.12.1988

**Anhang 1-2 Kernkraftwerke außer Betrieb**

	<b>Kernkraftwerke außer Betrieb *)</b> Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erst- kritikalität b) Abschaltung
1	Versuchatomkraftwerk (VAK) Kahl Bayern	a) Versuchatomkraftwerk Kahl b) AEG/General Electric	SWR 16	a) 13.11.1960 b) 25.11.1985
2	Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR) Karlsruhe Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerk Betriebsgesellschaft mbH b) Siemens/KWU	Druckschwer- wasserreaktor 57	a) 29.09.1965 b) 03.05.1984
3	Rheinsberg (KKR) Rheinsberg Brandenburg	a) Energiewerke Nord b) VEB Kernkraftwerksbau Berlin	DWR (WWER) 70	a) 11.03.1966 b) 01.06.1990
4	Gundremmingen A (KRB A) Gundremmingen Bayern	a) Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk b) AEG/General Electric	SWR 250	a) 14.08.1966 b) 13.01.1977
5	Atomversuchskraftwerk (AVR) Jülich Nordrhein-Westfalen	a) Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor b) BBC/Krupp Reaktorbau (BBK)	HTR 15	a) 26.08.1966 b) 31.12.1988
6	Stade (KKS) Stade Niedersachsen	a) E.ON Kernkraft b) KWU	DWR 672	a) 28.07.1967 b) 14.11.2003
7	Lingen (KWL) Lingen Niedersachsen	a) Kernkraftwerk Lingen b) AEG/KWU	SWR 252	a) 31.01.1968 b) 05.01.1977
8	Obrigheim (KWO) Obrigheim Baden-Württemberg	a) EnBW Kernkraft (EnKK) b) Siemens	DWR 357	a) 22.09.1968 b) 11.05.2005
9	Heißdampfreaktor (HDR) Großweilzheim Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe b) AEG	Heißdampf- reaktor 25	a) 14.10.1969 b) 20.04.1971 vollständig abgebaut
10	Würgassen (KWW) Würgassen Nordrhein-Westfalen	a) PreussenElektra b) AEG/KWU	SWR 670	a) 22.10.1971 b) 26.08.1994
11	Niederaichbach (KKN) Niederaichbach Bayern	a) Forschungszentrum Karlsruhe Kernkraftwerkbetrieb GmbH b) Siemens	Druckröhren- reaktor 106	a) 17.12.1972 b) 31.07.1974 vollständig abgebaut



**Anhang 1-2 Kernkraftwerke außer Betrieb**

	<b>Kernkraftwerke außer Betrieb *)</b> Standort	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erst- kritikalität b) Abschaltung
12	Greifswald 1 (KGR 1) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 03.12.1973 b) 18.12.1990
13	Greifswald 2 (KGR 2) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 03.12.1974 b) 14.02.1990
14	Greifswald 3 (KGR 3) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 06.10.1977 b) 28.02.1990
15	Kompakte natriumgekühlte Reaktoranlage (KNK II) Karlsruhe Baden-Württemberg	a) Kernkraftwerkbetriebs- gesellschaft b) Interatom	SNR 21	a) 10.10.1977 b) 23.08.1991
16	Greifswald 4 (KGR 4) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 22.07.1979 b) 02.06.1990
17	Thorium-Hochtemperatur- reaktor (THTR 300) Hamm-Uentrop Nordrhein-Westfalen	a) Hochtemperatur Kernkraftwerk b) BBC/HRB/NUKEM	HTR 308	a) 13.09.1983 b) 29.09.1988
18	Mülheim-Kärlich (KMK) Mülheim-Kärlich Rheinland-Pfalz	a) RWE Power b) BBR	DWR 1302	a) 01.03.1986 b) 09.09.1988
19	Greifswald 5 (KGR 5) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) 26.03.1989 b) 30.11.1989
<b>eingestellte Projekte</b>				
20	Greifswald 6 (KGR 6) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
21	Greifswald 7 (KGR 7) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt
22	Greifswald 8 (KGR 8) Lubmin Mecklenburg-Vorpommern	a) Energiewerke Nord b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWER) 440	a) b) Projekt eingestellt

**Anhang 1-2 Kernkraftwerke außer Betrieb**

	<b>Kernkraftwerke außer Betrieb *) Standort</b>	a) letzter Betreiber b) Hersteller	Typ Bruttoleistung MWe	a) Erst- kritikalität b) Abschaltung
23	SNR 300 Kalkar Nordrhein-Westfalen	a) Schnell-Brüter Kernkraftwerksgesellschaft b) INTERATOM /BELGONUCLEAIRE /NERATOOM	SNR 327	a) b) Projekt eingestellt 20.03.1991
24	Stendal A Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWR) 1000	a) b) Projekt eingestellt
25	Stendal B Stendal Sachsen-Anhalt	a) Altmark Industrie b) VEB Kombinat Kraftwerksanlagenbau	DWR (WWR) 1000	a) b) Projekt eingestellt

\*) stillgelegt bzw. abgeschaltet

## **Anhang 2 Forschungsreaktoren**

**Anhang 2-1 Forschungsreaktoren in Betrieb**

	<b>Forschungsreaktor Standort</b>	<b>Betreiber</b>	<b>Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [<math>\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}</math>]</b>	<b>Erstkritikalität</b>
1	FRG-1 Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum	Schwimmbad/MTR 5 MW < $1,4 \cdot 10^{14}$	23.10.1958
2	SUR Berlin	Technische Universität Berlin Institut für Energietechnik	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	26.07.1963 Betrieb letztmals 2000
3	SUR Stuttgart Baden-Württemberg	Universität Stuttgart Institut für Kernenergetik und Energiesysteme	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	24.08.1964
4	FRMZ Mainz Rheinland-Pfalz	Universität Mainz Institut für Kernchemie	Schwimmbad/ TRIGA Mark II 0,1 MW < $4 \cdot 10^{12}$	03.08.1965
5	SUR Aachen Nordrhein-Westfalen	RWTH Aachen Institut für elektrische Anlagen und Energiewirtschaft	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	22.09.1965
6	SUR Ulm Baden-Württemberg	Fachhochschule Ulm Labor für Strahlenmess- technik und Reaktortechnik	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	01.12.1965
7	SUR Kiel Schleswig-Holstein	Fachhochschule Kiel	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	29.03.1966 Betrieb letztmals 1997
8	SUR Hannover Niedersachsen	Universität Hannover Institut für Werkstoffkunde	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	09.12.1971
9	SUR Furtwangen Baden-Württemberg	Fachhochschule Furtwangen	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	28.06.1973
10	BER II Berlin	Hahn-Meitner-Institut Berlin	Schwimmbad/MTR 10 MW < $1,5 \cdot 10^{14}$	09.12.1973
11	AKR Dresden Sachsen	Technische Universität Dresden Institut für Energietechnik	SUR-Typ 2 W < $3 \cdot 10^7$	28.07.1978
12	FRM-II Garching Bayern	Technische Universität München	Schwimmbad/ Kompaktkern 20 MW < $8 \cdot 10^{14}$	02.03.2004

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

	Forschungsreaktoren in Stilllegung, bzw. Stilllegung beschlossen Standort	Betreiber	Reaktortyp therm. Leistung th. n-Fluss [ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung c) Status
1	FRM Garching Bayern	Technische Universität München	Schwimmbad/MTR 4 MW < $7 \cdot 10^{13}$	a) 31.10.1957 b) 28.07.2000 c) 14.12.1998 AS <sup>1</sup>
2	RFR Rossendorf Sachsen	Verein für Kern- forschungstechnik 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 <sup>2</sup>
3	FR 2 Karlsruhe Baden-Württemberg	Forschungszentrum Karlsruhe	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 <sup>3</sup>
4	FRJ-1 (MERLIN) Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Schwimmbad/MTR 10 MW < $10^{14}$	a) 23.02.1962 b) 22.03.1985 c) 29.11.2004 4. TSG
5	FRG-2 Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS- Forschungszentrum Geesthacht	Schwimmbad/MTR 15 MW < $1,5 \cdot 10^{14}$	a) 16.03.1963 b) 28.01.1993 c) 17.01.1995 Genehm. Außer- betriebnahme und Teilabbau
6	TRIGA HD I Heidelberg Baden-Württemberg	Deutsches Krebsforschungszentrum	Schwimmbad/ TRIGA Mark I 0,25 MW < $10^{13}$	a) 26.08.1966 b) 31.03.1977 c) 11.12.1980 SE 16.01.2006 Genehmigung zum Rückbau
7	FMRB Braunschweig Niedersachsen	Physikalisch Technische Bundesanstalt Braunschweig	Schwimmbad/MTR 1 MW < $6 \cdot 10^{12}$	a) 03.10.1967 b) 19.12.1995 c) Anlage bis auf Zwischenlager aus AtG entlassen
8	FRN Oberschleißheim Bayern	Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit (GSF)	Schwimmbad/ TRIGA Mark III 1 MW < $3 \cdot 10^{13}$	a) 23.08.1972 b) 16.12.1982 c) 24.05.1984 SE
9	FRH Hannover Niedersachsen	Medizinische Hochschule Hannover	Schwimmbad/ TRIGA Mark I 0,25 MW < $8,5 \cdot 10^{12}$	a) 31.01.1973 b) 18.12.1996 c) 08.05.2006 SG <sup>4</sup>
10	FRJ-2 (DIDO) Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Tank-Typ D <sub>2</sub> O-Reaktor 23 MW < $2 \cdot 10^{14}$	a) 14.11.1962 b) 02.05.2006 c) 27.04.2007 AS

<sup>1</sup> AS Antrag auf Stilllegung  
<sup>3</sup> SE Sicherer Einschluss

<sup>2</sup> TSG Teilstilllegungsgenehmigung  
<sup>4</sup> SG Stilllegungsgenehmigung

## Anhang 2-3 Forschungsreaktoren, abgewickelte Projekte

	Demontierte bzw. abgewickelte Projekte Standort	Betreiber	Typ therm. Leistung th. n-Fluss [ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
1	FRF 1 Frankfurt Hessen	Johann Wolfgang Goethe Universität Frankfurt	Homogener Reaktor 10 kW < $10^{12}$	a) 10.01.1958 b) 19.03.1968
2	BER I Berlin	Hahn-Meitner-Institut Berlin	Homogener Reaktor 50 kW < $10^{12}$	a) 24.07.1958 b) 1972
3	SAR München Bayern	Technische Universität München	Argonaut 1 kW < $2,4 \cdot 10^{11}$	a) 23.06.1959 b) 1968
4	SUA München Bayern	Technische Universität München	Unterkritische Anordnung	a) 6/1959 b) 1968
5	AEG Prüfreaktor PR-10 Karlstein Bayern	Kraftwerk Union	Argonaut 180 W $2,5 \cdot 10^{10}$	a) 27.01.1961 b) 1976
6	SUR München Bayern	Technische Universität München	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 28.02.1962 b) 10.08.1981
7	RRR Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungs- technik und Analytik Rossendorf (VKTA)	Argonau 1 kW < $1,5 \cdot 10^{11}$	a) 16.12.1962 b) 25.09.1991
8	STARK Karlsruhe Baden-Württemberg	Forschungszentrum Karlsruhe	Argonaut 10 W < $1,4 \cdot 10^8$	a) 11.01.1963 b) 3/1976
9	SUR Darmstadt Hessen	Technische Hochschule Darmstadt	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 23.09.1963 b) 22.02.1985
10	ANEX Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht	Kritische Anordnung 100 W < $2 \cdot 10^8$	a) 5/1964 b) 05.02.1975
11	SUAK Karlsruhe Baden-Württemberg	Forschungszentrum Karlsruhe	Unterkritische Anordnung	a) 20.11.1964 b) 07.12.1978
12	SUR Hamburg	Fachhochschule Hamburg	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 15.01.1965 b) 08/1992
13	SUR Karlsruhe Baden-Württemberg	Forschungszentrum Karlsruhe	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 07.03.1966 b) 9/1996
14	SNEAK Karlsruhe Baden-Württemberg	Forschungszentrum Karlsruhe	Homogener Reaktor 1 kW < $7 \cdot 10^6$	a) 15.12.1966 b) 11/1985
15	ADIBKA (L77A) Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Homogener Reaktor 100 W < $2,8 \cdot 10^8$	a) 18.03.1967 b) 30.10.1972
16	AEG Nullenergie Reaktor Karlstein Bayern	Kraftwerk Union	Tank-Typ/ Kritische Anordnung 100 W < $10^8$	a) 6/1967 b) 1973

**Anhang 2-3 Forschungsreaktoren, abgewickelte Projekte**

	<b>Demontierte bzw. abgewickelte Projekte</b> Standort	Betreiber	Typ therm. Leistung th. n-Fluss [ $\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ]	a) Erstkritikalität b) Abschaltung
17	SUR Bremen	Hochschule Bremen	SUR-100 100 mW < $5 \cdot 10^6$	a) 10.10.1967 b) 17.06.1993
18	NS OTTO HAHN Geesthacht Schleswig-Holstein	GKSS-Forschungszentrum Geesthacht	DWR Schiffsreaktor 38 MW < $2,8 \cdot 10^{13}$	a) 26.08.1968 b) 22.03.1979
19	RAKE Rossendorf Sachsen	Verein für Kernforschungs- technik und Analytik Rossendorf (VKTA)	Tank-Typ/ Kritische Anordnung 10 W < $1 \cdot 10^8$	a) 03.10.1969 b) 26.11.1991
20	KEITER Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Kritische Anordnung 1 W < $2 \cdot 10^7$	a) 15.06.1971 b) 1982
21	KAHTER Jülich Nordrhein-Westfalen	Forschungszentrum Jülich	Kritische Anordnung 100 W < $2,2 \cdot 10^8$	a) 02.07.1973 b) 03.02.1984
22	TRIGA HD II Heidelberg Baden-Württemberg	Deutsches Krebsforschungszentrum	Schwimmbad/ TRIGA Mark I 0,25 MW < $10^{13}$	a) 28.02.1978 b) 30.11.1999
23	ZLFR 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
24	FRF 2 Frankfurt Hessen	Johann Wolfgang Goethe Universität Frankfurt	modifizierter TRIGA 1 MW < $3 \cdot 10^{13}$	a) keine Kritikalität b) 1980





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

<b>Ebene 3, Störfälle</b>	<b>DWR</b>
<p><b>3-1 Transienten</b></p> <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>	
<p><b>3-2 Störfälle mit Kühlmittelverlust</b></p> <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 Hauptkühlmittleitung bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, bis 2F sonst</li> </ul>	
<p><b>3-3 Radiologisch repräsentative Ereignisse</b></p> <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> </ul> <p>Hilfsanlagen-Versagen:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Bruch einer Rohrleitung in der Abgasreinigungsanlage</li> <li>• Versagen des Abwasserverdampferbehälters in der Kühlmittelaufbereitung</li> </ul>	
<p><b>3-4 Anlageninterne Einwirkungen</b></p> <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 (z. B. durch Leckagen von Nebenkühlwasserleitungen)</li> <li>– anlageninterne Brände</li> <li>– Bruchstücke hoher kinetischer Energie als Folge von Komponentenversagen (z. B. Turbinenschaukelversagen)</li> </ul>	
<p><b>3-5 Anlagenexterne Einwirkungen</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– Standortspezifische, naturbedingte äußere Einwirkungen (durch Erdbeben und Wetter wie Blitz, Überschwemmung, Wind, Eis und Schnee)</li> </ul>	
<b>Ebene 4, auslegungsüberschreitende Störfälle</b>	<b>DWR</b>
<p><b>4-1 Spezielle, sehr seltene Ereignisse</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– ATWS</li> <li>– standortspezifische externe zivilisatorische Einwirkungen (Notstandsfälle)</li> </ul>	
<p><b>4-2 Anlagenzustände infolge Nichtverfügbarkeit angeforderter Sicherheitseinrichtungen (Notfälle)</b></p> <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 2 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>	

<b>Ebene 3, Störfälle</b>	<b>SWR</b>
<b>3-1 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 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>\leq 0,1F</math> von Rohrleitungen bei Ausführung in Bruchausschlussqualität, bis 2F sonst (F: offene Querschnittsfläche der Rohrleitung)</li> </ul>	
<b>3-3 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 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 (z. B. durch Leckagen von Nebenkühlwasserleitungen)</li> <li>– anlageninterne Brände</li> <li>– Bruchstücke hoher kinetischer Energie als Folge von Komponentenversagen (z. B. Turbinenschaufelversagen)</li> </ul>	
<b>3-5 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>	
<b>Ebene 4, auslegungsüberschreitende Störfälle</b>	<b>SWR</b>
<b>4-1 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 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 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>	



## **Anhang 4 Sicherheitstechnische Auslegungsmerkmale, DWR und SWR**

**1. Druckführende Umschließung**

**DWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 1	Baulinie 2	Baulinie 3	Baulinie 4
Anzahl der Loops:	2 oder 4	3 oder 4	4	4
Prüffähigkeit der Konstruktion für zerstörungsfreie Prüfungen:	Ja, mit kleineren Einschränkungen		Ja	
Konstruktion:				
– nahtlose Schmiederinge für Behälter	Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger (nur Primärseite)		Reaktordruckbehälter, Dampferzeuger, Druckhalter	
– nahtlose Rohre	Hauptkühlmittelleitung mit kleineren Einschränkungen		Hauptkühlmittelleitung	
Werkstoffe:				
– alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle mit stabilisierter austenitischer Plattierung	alle Komponenten und Rohrleitungen mit Nennweite > 400 mm			wie Baulinie 1-3, aber optimierte Qualitäten
– alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	alle Rohrleitungen mit Nennweite < 400 mm und Komponenteneinbauten			
– korrosionsbeständiger Dampferzeuger-heizrohrwerkstoff (Incoloy 800)	Ja (nach Austausch der Dampferzeuger bei einer Anlage)	Ja		
Umsetzung des Bruchauschlusskonzeptes:	Nachqualifizierung		vor Inbetriebnahme	von Beginn der Planung
Verringerung der Neutronenversprödung:	Einsatz von Dummy-elementen und besonderes Brennelementmanagement	Optimierter Schweißwerkstoff und Vergrößerung des Wasserspalts im Reaktordruckbehälter zur Verringerung der Neutronenfluenz		

**1. Druckführende Umschließung**

**SWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
in den Reaktordruckbehälter integrierte Umwälzpumpen:	8 bis 10	8
Prüffähigkeit der Konstruktion für zerstörungsfreie Prüfungen:	Ja, mit kleineren Einschränkungen	Ja
Konstruktion:		
– nahtlose Schmiederinge für Reaktordruckbehälter	Nein	Ja, außer: Deckel, Bodenkalotte
– nahtlose Rohre	Ja, nach Rohrleitungsaustausch	Ja
Werkstoffe:		
– alterungsunempfindliche ferritische Feinkornbaustähle	Reaktordruckbehälter, Frischdampf- und Speisewasserleitung	
– alterungsunempfindliche stabilisierte austenitische Stähle	Rohrleitungen *), z. T. umgerüstet durch Austausch, außerdem Reaktordruckbehältereinbauten und -plattierung	
Umsetzung des Bruchausschlusskonzeptes	Nachqualifizierung z. T. durch Rohrleitungsaustausch	Von Beginn der Planung; in der Begutachtung **)
Verringerung der Neutronenversprödung	Besonderes Brennelementmanagement („low leakage Beladung“)	

\*) für KRB II: es sind ausschließlich stabilisiert austenitische Rohrleitungen eingesetzt

\*\*\*) für KRB II: Der Bruchausschluss wurde mit einer Änderungsgenehmigung behördlich genehmigt

## 2. Kernnotkühlung

DWR

Auslegungsmerkmale	Baulinie 1	Baulinie 2	Baulinie 3	Baulinie 4
Zahl der Notkühlstränge/Kapazität	4 x mindestens 50 %			
Förderhöhe Hochdruckpumpen	Ca. 110 bar			
Abfahren Sekundärseite bei kleinen Lecks	Von Hand oder vollautomatisch	Automatisches Teilabfahren oder vollautomatisch	Vollautomatisch	
Anzahl der Flutbehälter	3 oder 5	4 teilweise als Doppelbehälter oder 4 Flutbecken		
Förderhöhe Niederdruckpumpen	1 Anlage 8 bar 1 Anlage 18 bar	Ca. 10 bar		
Druckspeicher (Einspeisedruck)	1 pro Loop (26 bar); 1 Anlage ohne Druckspeicher	1 oder 2 pro Loop (25 bar)	2 pro Loop (25 bar)	
Sumpfleitung vor der äußeren Absperrung	Einfachrohr (1 Anlage ohne Sumpfleitung)	Doppelrohr, teilweise mit Dichtheitsüberwachung	Doppelrohr mit Dichtheitsüberwachung	
Aufstellungsort der aktiven Notkühlssysteme	Separates Gebäude, Reaktorgebäude oder Ringraum	Ringraum		



**2. Kernnotkühlung****SWR**

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

## 3. Sicherheitsbehälter

DWR

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

## 3. Sicherheitsbehälter

SWR

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

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

DWR

**4.1 Begrenzungen**

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

**4.2 Sicherheitsleittechnik einschließlich Reaktorschutz**

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

#### 4. Begrenzungen und Sicherheitsleittechnik, einschließlich Reaktorschutz

##### 4.1 Begrenzungen

Auslegungsmerkmale	Baulinie 69	Baulinie 72
Reaktorleistungs- begrenzung fest	Ja, Reduzierung Drehzahl Zwangsumwälzpumpen	
Reaktorleistungs- begrenzung gleitend	Ja, Steuerstabausfahrverriegelung Hochfahrsperrung für Zwangsumwälzpumpen	
Lokale Leistungsbegrenzung	Ja Steuerstabausfahr- verriegelung	Ja, Steuerstabausfahr- verriegelung 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 - 2 Stränge, Blockstützung bei einer Doppelblockanlage	4 Stränge mit je 1 Diesel	
Unterbrechungslose Gleichstromversorgung	2 x 2 Stränge	4 Stränge (bei 1 Anlage 2 x 4 Stränge)	3 x 4 Stränge	
Sicherstellung Gleichstromversorgung	2 Stunden			
Strangtrennung	Vermaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	Teilweise vermaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	Weitgehend entmaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	

**5. Elektrische Energieversorgung**

**SWR**

<b>Auslegungsmerkmale</b>	<b>Baulinie 69</b>	<b>Baulinie 72</b>
Zahl der unabhängigen Netzanbindungen	Mindestens 3 unabhängige Netzanbindungen	
Generatorschalter	Ja	
Eigenbedarf bei Netzstörung	Ja, Lastabwurf auf Eigenbedarf	
Notstromversorgung	3 - 4 Stränge mit je 1 Diesel	5 Stränge mit je 1 Diesel
Zusätzliche Notstromversorgung zur Beherrschung äußerer Einwirkungen	2 - 3 Stränge mit je 1 Diesel	1 - 3 Stränge mit je 1 Diesel
Unterbrechungslose Gleichstromversorgung	2 x 2 Stränge	2 x 3 Stränge
Sicherstellung Gleichstromversorgung	2 Stunden	
Strangtrennung	Teilweise vermaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze	Weitgehend entmaschte Notstromversorgung, bauliche Trennung der Notstromnetze

**6. Schutz gegen äußere Einwirkungen**

**DWR**

Auslegungsmerkmale	Baulinie 1	Baulinie 2	Baulinie 3	Baulinie 4
Erdbeben	Auslegung der sicherheitsrelevanten Anlagenteile mit standortspezifischen Lastannahmen			
Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle	Keine Auslegung, nachträgliche Risikobewertung, separate Notstandssysteme	Unterschiedliche Auslegung, separate Notstandssysteme	Auslegung gemäß Regelwerk (→ Kap. 17 (i)), Notstandssysteme in Sicherheitssysteme integriert	

**6. Schutz gegen äußere Einwirkungen**

**SWR**

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



## **Anhang 5 Referenzliste kerntechnisches Regelwerk**

(Auswahl betreffend Kernkraftwerke sowie Struktur und Reihenfolge der Referenzen folgen weitgehend dem "Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz" [www.bfs.de](http://www.bfs.de))

### **Gliederung**

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

## 1 Rechtsvorschriften

### 1A Nationales Atom- und Strahlenschutzrecht

- 1A-1 **Grundgesetz** für die Bundesrepublik Deutschland vom 23. Mai 1949 (BGBl.I 1949, S. 1), geändert bzgl. Kernenergie durch Gesetz vom 23. Dezember 1959, betreffend §§ 74 Nr. 11a, 87c (BGBl.I 1959, S. 813), erneut geändert bzgl. Kernenergie durch Gesetz vom 28. August 2006 betreffend §§ 73, 74 und 87c (BGBl.I 2006, Nr. 41, S. 2034)
- 1A-3 Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (**Atomgesetz** - AtG) vom 23. Dezember 1959, Neufassung vom 15. Juli 1985 (BGBl.I 1985, Nr. 41, S. 1565), zuletzt geändert durch die 9. Zuständigkeitsanpassungsverordnung vom 31. Oktober 2006 (BGBl.I 2006, Nr.50, S. 2407)
- 1A-4 **Fortgeltendes Recht der Deutschen Demokratischen Republik** aufgrund von Artikel 9 Abs. 2 in Verbindung mit Anlage II Kapitel XII Abschnitt III Nr. 2 und 3 des Einigungsvertrages vom 31. August 1990 in Verbindung mit Artikel 1 des Gesetzes zum Einigungsvertrag vom 23. September 1990 (BGBl.II, S. 885, 1226), soweit dabei radioaktive Stoffe, insbesondere Radonfolgeprodukte, anwesend sind:
- Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz vom 11. Oktober 1984 und Durchführungsbestimmung zur Verordnung über die Gewährleistung von Atomsicherheit und Strahlenschutz vom 11. Oktober 1984 (GBl.(DDR) I 1984, Nr. 30, berichtigt GBl.(DDR) I 1987, Nr. 18)
  - Anordnung zur Gewährleistung des Strahlenschutzes bei Halden und industriellen Absetzanlagen und bei Verwendung darin abgelagerter Materialien vom 17. November 1990 (GBl.(DDR) I 1990, Nr. 34)
- 1A-5 Gesetz zum vorsorgenden Schutz der Bevölkerung gegen Strahlenbelastung (**Strahlenschutzvorsorgegesetz** - StrVG) vom 19. Dezember 1986 (BGBl.I 1986, Nr. 69, S. 2610), zuletzt geändert durch die 9. Zuständigkeitsanpassungsverordnung vom 31. Oktober 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 50, S. 2407)
- 1A-8 Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (**Strahlenschutzverordnung** - StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 38, S. 1714), zuletzt geändert durch Gesetz vom 1. September 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 55, S. 2618), Dosiskoeffizienten in (BAnz 2001, Nr. 16)
- 1A-10 Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (**Atomrechtliche Verfahrensverordnung** - AtVfV) vom 18. Februar 1977, Neufassung vom 3. Februar 1995 (BGBl.I 1995, Nr. 8, S. 180), letzte Änderung durch das Öffentlichkeitsbeteiligungsgesetz vom 9. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 58, S. 2819)
- 1A-11 Verordnung über die Deckungsvorsorge nach dem Atomgesetz (**Atomrechtliche Deckungsvorsorgeverordnung** - AtDeckV) vom 25. Januar 1977 (BGBl.I 1977, Nr. 8, S. 220), zuletzt geändert durch Gesetz vom 12. August 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 49, S. 2365) und Berichtigung vom 11. Oktober 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 64, S. 2976)
- 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, Nr. 16, S. 562), zuletzt geändert durch Verordnung vom 6. Juli 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 33, S. 1476)
- 1A-17 Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldungen von Störfällen und sonstigen Ereignissen (Atomrechtliche **Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung** - AtSMV) vom 14. Oktober 1992 (BGBl.I 1992, Nr. 48, S. 1766), zuletzt geändert durch VO vom 18. Juni 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 36, S. 1869)
- 1A-18 Verordnung über die Verbringung radioaktiver Abfälle in das oder aus dem Bundesgebiet (**Atomrechtliche Abfallverbringungsverordnung** - AtAV) vom 27. Juli 1998 (BGBl.I 1998, Nr. 47, S. 1918), zuletzt geändert durch Gesetz vom 12. August 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 49, S. 2365)
- 1A-19 Verordnung für die Überprüfung der Zuverlässigkeit zum Schutz gegen Entwendung oder erhebliche Freisetzung radioaktiver Stoffe nach dem Atomgesetz (**Atomrechtliche Zuverlässigkeitsüberprüfungs-Verordnung** - AtZüV) vom 1. Juli 1999 (BGBl.I 1999, Nr. 35, S. 1525), letzte Änderung durch Gesetz vom 11. Oktober 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 73, S. 3970)
- 1A-20 Verordnung zur Abgabe von kaliumiodidhaltigen Arzneimitteln zur Iodblockade der Schilddrüse bei radiologischen Ereignissen (**Kaliumiodidverordnung** - KIV) vom 5. Juni 2003 (BGBl.I 2003, Nr. 25, S. 850), zuletzt geändert durch Gesetz vom 21. Juni 2005 (BGBl. I 2005, Nr. 39, S. 2976)

- 1A-21 **Kostenverordnung** zum Atomgesetz (AtKostV) vom 17. Dezember 1981 (BGBl.I 1981, S. 1457), zuletzt geändert durch Verordnung vom 15. Dezember 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 69, S. 3463)
- 1A-22 Gesetz über die Errichtung eines **Bundesamtes für Strahlenschutz** - BAStlSchG vom 9. Oktober 1989 (BGBl.I, Nr. 47, S. 1830), geändert durch Gesetz vom 6. April 1998 (BGBl.I 1998, Nr. 21, S. 694), zuletzt geändert durch Gesetz vom 3. Mai 2000 (BGBl.I 2000, Nr. 20, S. 636)
- 1A-23 **Organisationserlaß** des Bundeskanzlers vom 5. Juni 1986 (BGBl.I, Nr. 25, S. 864) zur Bildung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

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

- 1B-1 **Verwaltungsverfahrensgesetz** vom 25. Mai 1976 (BGBl.I 1976, Nr. 59, S. 1253), Neufassung vom 23. Januar 2003 (BGBl.I 2003, Nr. 4, S. 102), zuletzt geändert durch Artikel 4 Absatz 8 des Gesetzes vom 5. Mai 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 20, S. 718)
- 1B-2 **Umweltinformationsgesetz** - UIG vom 22. Dezember 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 73, S. 3704), Hinweis: Umsetzung der RL 2003/4/EG  
**Umweltinformationskostenverordnung** vom 7. Dezember 1994 (BGBl.I 1994, Nr. 88, S. 3732), Neufassung vom 23. August 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 45, S. 2247), zuletzt geändert durch Artikel 4 des Gesetzes vom 22. Dezember 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 73, S. 3704)
- 1B-3 **Umweltverträglichkeitsprüfungsgesetz** - UVPG vom 12. Februar 1990 (BGBl.I, Nr. 6, S. 205), Neufassung vom 25. Juni 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 37, S. 1757), Berichtigung vom 9. September 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 59, S. 2797), zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 21. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 64, S. 3316) Hinweis: Umsetzung der RL 2001/42/EG
- 1B-4 **Umweltauditgesetz** vom 7. Dezember 1995 (BGBl.I 1995, S. 1591), Neufassung vom 4. September 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 64, S. 3490) zuletzt geändert durch Artikel 8 Absatz 1 des Gesetzes vom 4. Dezember 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 65, S. 3166)
- 1B-10 **Umwelthaftungsgesetz** vom 10. Dezember 1990 (BGBl.I 1990, Nr. 67, S. 2634), zuletzt geändert durch Artikel 129 des Gesetzes vom 19. April 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 18, S. 866)
- 1B-11 **Strafgesetzbuch** vom 15. Mai 1871 (RGBl. S. 127) in der Fassung der Bekanntmachung vom 13. November 1998 (BGBl.I 1998, Nr. 75, S. 3322), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 16. Juli 2007 (BGBl.I 2007, Nr. 31, S. 1327)
- 1B-14 **Raumordnungsgesetz** vom 18. August 1997 (BGBl.I 1997, Nr. 59, S. 2081), zuletzt geändert durch Artikel 10 des Gesetzes vom 9. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 58, S. 2819)
- 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, Nr. 71, S. 3830), zuletzt geändert durch Artikel 3 des Gesetzes vom 18. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 62, S. 3180); mit diversen Verordnungen
- 1B-24 **Kreislaufwirtschafts- und Abfallgesetz** vom 27. August 1994 (BGBl.I 1994, Nr. 66, S. 2705), zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 19. Juli 2007 (BGBl.I 2007, Nr. 33, S. 1462)
- 1B-27 Gesetz zur Ordnung des Wasserhaushalts (**Wasserhaushaltsgesetz**) vom 27. Juli 1957, Neufassung vom 19. August 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 59, S. 3245), zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 10. Mai 2007 (BGBl.I 2007, Nr.19, S. 666)
- 1B-29 **Bundesnaturschutzgesetz** - BNatSchG vom 25. März 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 22, S. 1193), zuletzt geändert durch Artikel 3 des Gesetzes vom 10. Mai 2007 (BGBl.I 2007, Nr. 19, S. 666)
- 1B-31 Verordnung zum Schutz vor gefährlichen Stoffen (**Gefahrstoffverordnung**) vom 23. Dezember 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 74, S. 3759), zuletzt geändert durch Artikel 4 der Verordnung vom 6. März 2007 (BGBl.I 2007, Nr. 8, S. 261)
- 1B-32 Verordnung über die Qualität von Wasser für den menschlichen Gebrauch (**Trinkwasserverordnung – TrinkwV 2001**) 21. Mai 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 24, S. 959), zuletzt geändert durch Artikel 363 der Verordnung vom 31. Oktober 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 20, S. 2407)

- 1B-33 **Geräte- und Produktsicherheitsgesetz** - GPSG - vom 6. Januar 2004 (BGBl. I 2004, Nr. 1, S. 2), zuletzt geändert durch Artikel 3 Absatz 33 des Gesetzes vom 7. Juli 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 42, S. 1970)  
**Druckgeräteverordnung** (14. GPSGV) vom 27. September 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 70, S. 3777), zuletzt geändert durch Artikel 21 des Gesetzes vom 6. Januar 2004 (BGBl.I 2004, Nr. 1, S. 2), Hinweis: "Geräte, die speziell zur Verwendung in kerntechnischen Anlagen entwickelt wurden und deren Ausfall zu einer Freisetzung von Radioaktivität führen kann" sind hier ausgenommen
- 1B-34 **Betriebsicherheitsverordnung** vom 27. September 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 70, S. 3777), zuletzt geändert durch Artikel 5 der Verordnung vom 6. März 2007 (BGBl.I 2007, Nr. 8, S. 261)  
Hinweis: es bleiben "atomrechtliche Vorschriften des Bundes und der Länder unberührt, soweit in ihnen weitergehende oder andere Anforderungen gestellt oder zugelassen werden."
- 1B-37 **Unfallverhütungsvorschrift Kernkraftwerke** (BGV C16, bisher VBG 30) und Durchführungsanweisung zur Unfallverhütungsvorschrift (DA zu BGV C16, bisher VGB30) vom 1. Januar 1987 in der Fassung vom 1. Januar 1997 (Berufgenossenschaftliches Vorschriften- und Regelwerk)
- 1B-39 Gesetz über Betriebsärzte, Sicherheitsingenieure und andere **Fachkräfte für Arbeitssicherheit** vom 12. Dezember 1973 (BGBl.I 1973, Nr. 105, S. 1885, zuletzt geändert durch Artikel 226 der Verordnung vom 31. Oktober 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 50, S. 2407)
- 1B-41 **Lebensmittel-, Bedarfsgegenstände- und Futtermittelgesetzbuch** - LFGB vom 1. September 2005 (BGBl.I 2005, Nr.55, S. 2618), Neufassung durch Bekanntmachung vom 26. April 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 20, S. 945)  
Gesetz über den Verkehr mit Lebensmitteln, Tabakerzeugnissen, kosmetischen Mitteln und sonstigen Bedarfsgegenständen (**Lebensmittel- und Bedarfsgegenständegesetz**) vom 15. August 1974 (BGBl.I 1975, Nr. 17, S. 2652), Neufassung und Umbenennung in „Vorläufiges Tabakgesetz“ vom 9. September 1997 (BGBl.I 1997, Nr. 63, S. 2296), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 21. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 35, S. 3365)  
**Bedarfsgegenständeverordnung** vom 10. April 1992 (BGBl.I 1992, Nr. 20, S. 866), Neufassung vom 23. Dezember 1997 (BGBl.I 1998, Nr. 1, S. 5), zuletzt geändert durch Artikel 1 der Verordnung vom 20. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 65, S. 3381)
- 1B-42 **Informationsfreiheitsgesetz** - IFG) vom 5. September 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 57, S. 2722)  
Informationsgebührenverordnung vom 2. Januar 2006 (BGBl. I 2006, Nr.1, S. 6)
- 1B-43 Gesetz über die Öffentlichkeitsbeteiligung in Umweltangelegenheiten nach der EG-Richtlinie 2003/35/EG (**Öffentlichkeitsbeteiligungsgesetz**) vom 9. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 58, S. 2819), berichtigt am 16. Februar 2007 (BGBl.I 2007, Nr. 6, S. 195)
- 1B-44 Gesetz über ergänzende Vorschriften zu Rechtsbehelfen in Umweltangelegenheiten nach der EG-Richtlinie 2003/35/EG (**Umwelt-Rechtsbehelfsgesetz**) vom 7. Dezember 2006 (BGBl.I 2006, Nr. 58, S. 2816)
- 1B-45 Gesetz zur Einführung der **strategischen Umweltprüfung** und zur Umsetzung der Richtlinie 2001/42/EG - SUPG vom 25. Juni 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 37, S. 1746)
- 1B-46 Verordnung über die **Berufsausbildung zur Fachkraft für Schutz und Sicherheit** vom 23. Juli 2002 (BGBl.I 2002, Nr. 51, S. 2757), Hinweis: als Weiterbildung Rahmenplan des DIHK für die "geprüfte Schutz- und Sicherheitskraft", Zustimmung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde im Einzelfall

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

### **Nukleare Sicherheit und Strahlenschutz**

- 1E-1 Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen  
- **Espoo-Konvention** (Convention on the Environmental Impact Assessment in a Transboundary Context) vom 25. Februar 1991, in Kraft seit 10. September 1997, 1. Änderung vom Februar 2001, 2. Änderung vom Juni 2004  
Gesetz dazu vom 7. Juni 2001 (BGBl.II 2001, Nr. 22, S. 1406), in Kraft für Deutschland seit 8. August 2002  
2. ESPOO-Vertragsgesetz vom 17. März 2006 (BGBl.II 2006, Nr. 7, S. 224)

- 1E-2 Konvention über den Zugang zu Informationen, die Öffentlichkeitsbeteiligung an Entscheidungsverfahren und den Zugang zu Gerichten in Umweltangelegenheiten  
- **Aarhus-Konvention** (Convention on Access to Information, Public Participation in Decision-Making and Access to Justice in Environmental Matters) vom 25. Juni 1998, in Kraft seit 30. Oktober 2001 von Deutschland gezeichnet am 21. Dezember 1998  
Gesetz dazu (Informationsfreiheitsgesetz) vom 5. September 2005 (BGBl.I 2005, Nr. 57, S. 2722)  
Gesetz dazu (**Vertragsgesetz**) vom 9. Dezember 2006 (BGBl.II 2006, Nr. 31, S. 1251)
- 1E-3 Übereinkommen **Nr. 115** der Internationalen Arbeitsorganisation vom 22. Juni 1960 über den Schutz der Arbeitnehmer vor ionisierenden Strahlen (Convention Concerning the Protection of Workers against Ionising Radiations) vom 22. Juni 1960, in Kraft seit 17. Juni 1962  
Gesetz hierzu vom 23. Juli 1973 (BGBl.II 1973, Nr. 37),  
in Kraft für Deutschland seit 26. September 1974 (BGBl.II 1973, Nr. 63)
- 1E-4 Ratsbeschluß der Organisation für Wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) vom 18. Dezember 1962 über die Annahme von Grundnormen für den Strahlenschutz (**OECD-Grundnormen**) (Radiation Protection Norms)  
Gesetz hierzu vom 29. Juli 1964 (BGBl.II 1964, S. 857),  
in Kraft für Deutschland seit 3. Mai 1965  
Neufassung vom 25. April 1968 (BGBl.II 1970, Nr. 20)
- 1E-5 Übereinkommen vom 26. Oktober 1979 über den **physischen Schutz von Kernmaterial** (Convention on the Physical Protection of Nuclear Material (INFCIRC/274 Rev.1), entry into force 8 February 1987),  
Gesetz hierzu vom 24. April 1990 (BGBl.II 1990, Nr. 15, S. 326), zuletzt geändert durch Artikel 4 Absatz 4 des Gesetzes vom 26. Januar 1998 (BGBl.I 1998, Nr. 6, S. 164), in Kraft für Deutschland seit 6. Oktober 1991 (BGBl.II 1995, Nr. 11)
- 1E-6 Übereinkommen über die **frühzeitige Benachrichtigung** bei nuklearen Unfällen vom 26. September 1986 und Übereinkommen über **Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen** oder radiologischen Notfällen vom 26. September 1986, (Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency (INFCIRC/336), Convention on Early Notification of a Nuclear Accident (INFCIRC/335), entry into force 27 October 1986, both),  
Gesetz zu den beiden IAEA-Übereinkommen vom 16. Mai 1989 (BGBl.II 1989, Nr. 18, S. 434),  
in Kraft für Deutschland seit 15. Oktober 1989 (BGBl.II 1993, Nr. 34)
- 1E-7 **Übereinkommen über nukleare Sicherheit** (Convention on Nuclear Safety, INFCIRC/449), vom 17. Juni 1994, in Kraft seit 24. Oktober 1996)  
Gesetz hierzu vom 7. Januar 1997 (BGBl.II 1997, Nr. 2, S. 130)  
in Kraft für Deutschland seit 20. April 1997 (BGBl.II 1997, Nr. 14, S. 796)
- 1E-8 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle - **Übereinkommen über nukleare Entsorgung** (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, INFCIRC/546) vom 5. September 1997, in Kraft seit 18. Juni 2001,  
Gesetz hierzu vom 13. August 1998 (BGBl.II 1998, Nr. 31, S. 1752)  
in Kraft für Deutschland seit 18. Juni 2001 (BGBl.II 2001, Nr. 36, S. 1283)
- 1E-9 Vertrag über die Nichtverbreitung von Kernwaffen - **Atomwaffensperrvertrag** (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, INFCIRC/140) vom 1. Juli 1968, in Kraft seit 5. März 1970  
Gesetz dazu vom 4. Juni 1974 (BGBl.II 1974, S. 785), in Kraft für Deutschland seit 2. Mai 1975 (BGBl.II 1976, S. 552), Verlängerung des Vertrages auf unbegrenzte Zeit am 11. Mai 1995 (BGBl.II 1995, Nr. 34, S. 984)
- 1E-10 Übereinkommen vom 5. April 1973 zwischen dem Königreich Belgien, dem Königreich Dänemark, der Bundesrepublik Deutschland, Irland, der Italienischen Republik, dem Großherzogtum Luxemburg, dem Königreich der Niederlande, der Europäischen Atomgemeinschaft und der Internationalen Atomenergie-Organisation in Ausführung von Artikel III Absätze 1 und 4 des Vertrages vom 1. Juli 1968 über die Nichtverbreitung von Kernwaffen (**Verifikationsabkommen**), (INFCIRC/193), entry into force for all Parties 21 February 1977  
Gesetz hierzu vom 4. Juni 1974 (BGBl.II 1974, S. 794),  
Ausführungsgesetz hierzu vom 7. Januar 1980 (BGBl.I 1980, Nr. 2, S. 17), zuletzt geändert durch Verordnung vom 29. Oktober 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 55, S. 2785)  
Zusatzprotokoll vom 22. September 1998, in Kraft seit 30. April 2004  
Gesetz zum Zusatzprotokoll vom 22. September 1998 vom 29. Januar 2000 (BGBl.I 2000, Nr. 4, S. 70)  
Ausführungsgesetz zum Verifikationsabkommen und zum Zusatzprotokoll vom 29. Januar 2000 (BGBl.I 2000, Nr. 5, S. 74)

## Haftung

- 1E-11 Übereinkommen über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie - Pariser Übereinkommen (Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy - **Paris Convention**) vom 29. Juli 1960, ergänzt durch das Protokoll vom 28. Januar 1964 und das Protokoll vom 16. November 1982, in Kraft seit 1. April 1968  
Gesetz hierzu vom 8. Juli 1975 (BGBl.II 1975, S. 957)  
in Kraft für Deutschland seit 30. September 1975 (BGBl.II 1976, S. 308),  
Gesetz hierzu vom 21. Mai 1985 (BGBl.II 1985, S. 690)  
in Kraft für Deutschland seit 7. Oktober 1988 (BGBl.II 1989, S. 144)
- 1E-12 Zusatzübereinkommen zum Pariser Übereinkommen vom 29. Juli 1960 - Brüsseler Zusatzübereinkommen (Convention Supplementary to the Paris Convention of 29 July 1960 on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy - **Brussels Convention**) vom 31. Januar 1963, ergänzt durch das Protokoll vom 28. Januar 1964 und das Protokoll vom 16. November 1982, in Kraft  
Gesetz hierzu vom 8. Juli 1975 (BGBl.II 1975, S. 957), zuletzt geändert durch Artikel 30 des Gesetzes vom 9. September 2001 (BGBl.I 2001, Nr. 47, S. 2331)  
in Kraft für Deutschland seit 1. Januar 1976 (BGBl.II 1976, S. 308)  
Gesetz hierzu vom 21. Mai 1985 (BGBl.II 1985, Nr. 19, S. 690)  
in Kraft für Deutschland seit 7. Oktober 1988 (BGBl.I 1989, Nr. 6, S. 144)
- 1E-13 Vienna Convention on Civil Liability for Nuclear Damage - **Vienna Convention** (Wiener Übereinkommen) of 21 May 1963, (INFCIRC/500), entry into force 12 November 1977, amended by Protocol of 29 September 1997
- 1E-14 Joint Protocol Relating to the Application of the **Vienna Convention and the Paris Convention (Joint Protocol** - Gemeinsames Protokoll) of 21 September 1988 (INFCIRC/402),  
entry into force 27 April 1992  
Gesetz hierzu vom 5. Mai 2001 (BGBl.II 2001, Nr.7, S. 202)  
in Kraft für Deutschland seit 13. September 2001 (BGBl.II 2001, Nr. 24, S. 786)
- 1E-15 Convention on **Supplementary Compensation** for Nuclear Damage of 29 September 1997 (INFCIRC/567), not yet in force
- 1E-16 Übereinkommen über die zivilrechtliche **Haftung bei der Beförderung von Kernmaterial auf See** (Convention Relating to Civil Liability in the Field of Maritime Carriage of Nuclear Materials) vom 17. Dezember 1971, in Kraft seit 15. Juli 1975  
Gesetz hierzu vom 8. Juli 1975 (BGBl.II 1975, S. 957), zuletzt geändert durch Artikel 30 des Gesetzes vom 9. September 2001 (BGBl.I, Nr. 47, S. 2331)  
in Kraft für Deutschland seit 30. Dezember 1975 (BGBl.II 1976, S. 307)
- 1E-17 Abkommen zwischen der Bundesrepublik **Deutschland und der Schweizerischen Eidgenossenschaft** über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie vom 22. Oktober 1986,  
Gesetz dazu vom 28. Juni 1988 (BGBl.II 1988, S. 598),  
in Kraft für Deutschland seit 21. September 1988 (BGBl.II 1988, S. 955)

## 1F Recht der Europäischen Union Verträge, Allgemeines

- 1F-1 Vertrag vom 25. März 1957 zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft (**EURATOM**) in der Fassung des Vertrages über die **Europäische Union** vom 7. Februar 1992, geändert durch den Beitrittsvertrag vom 24. Juni 1994 in der Fassung des Beschlusses vom 1. Januar 1995 (BGBl.II 1957, S 753, 1014, 1678; BGBl.II 1992, S. 1251, 1286; BGBl.II 1993, S. 1947; BGBl.II 1994, S. 2022; ABl.EG 1995, Nr. L1), der Vertrag ist in seiner ursprünglichen Fassung am 1. Januar 1958 in Kraft getreten (BGBl. 1958 II S. 1), die Neufassung trat am 1. November 1993 in Kraft (BGBl. 1993 II, S. 1947), Berichtigung der Übersetzung des EURATOM-Vertrages vom 13. Oktober 1999 (BGBl.II 1999, Nr. 31)
- 1F-2 Empfehlung 91/444/EURATOM der Kommission vom 26. Juli 1991 zur **Anwendung von Artikel 33** des EURATOM-Vertrages (ABl.EG 1991, Nr. L238)
- 1F-3 Empfehlung 2000/473/EURATOM der Kommission vom 8. Juni 2000 zur **Anwendung des Artikels 36** des EURATOM-Vertrages (ABl.EG 2000, Nr. L191)
- 1F-4 Empfehlung 1999/829/EURATOM der Kommission vom 6. Dezember 1999 zur **Anwendung des Artikels 37** des EURATOM-Vertrages (ABl.EG 1999, Nr. L324)

- 1F-5 Verordnung (EURATOM) 2587/1999 des Rates vom 2. Dezember 1999 zur Bestimmung der **Investitionsvorhaben**, die der Kommission **gemäß Artikel 41** des Vertrages zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft **anzuzeigen** sind (ABl. EG 1999, Nr. L315), Durchführungsbestimmungen dazu vom 8. Juni 2000, Verordnung (EG) 1209/2000 (ABl. EG 2000, L138), zuletzt geändert durch Verordnung (EURATOM) 1352/2003 der Kommission (ABl. EG 2003, Nr. L192)
- 1F-6 Bekanntmachung über die Meldung an die Behörden der Mitgliedsstaaten auf dem Gebiet der **Sicherungsmaßnahmen gemäß Artikel 79** Abs. 2 des EURATOM-Vertrages vom 19. August 1999 (BGBl. II 1999, S. 811)
- 1F-7 **Verifikationsabkommen** siehe [1E-10]
- 1F-8 Verordnung (EURATOM) 302/2005 der Kommission vom 8. Februar 2005 über die Anwendung der **EURATOM-Sicherungsmaßnahmen** (ABl. EG 2005, Nr. L54)
- 1F-9 Abkommen über die Zusammenarbeit zwischen der **EURATOM** und der internationalen Arbeitsorganisation (**ILO**) vom 26. Januar 1961 (ABl. EG 1961, Nr. L18)
- 1F-10 Abkommen über die Zusammenarbeit zwischen der **EURATOM** und der Internationalen Atomenergie-Organisation (**IAEO**) vom 1. Dezember 1975 (ABl. EG 1975, Nr. L329)
- 1F-11 Agreement for Co-operation in the Peaceful Uses of Nuclear Energy between EURATOM and the United States of America, signed on March 29, 1996 (ABl. EG 1996, Nr. L120) in Kraft seit 12. April 1996
- 1F-12 Richtlinie 85/337/EWG des Rates vom 27. Juni 1985 über die **Umweltverträglichkeitsprüfung** bei bestimmten öffentlichen und privaten Projekten (ABl. EG 1985, Nr. L175), geändert durch die Richtlinie 2003/35/EG des EP und des Rates vom 26. Mai 2003 (ABl. 2003, Nr. L156), konsolidierte Fassung 2003, Hinweis: Umsetzung s. UVP-Gesetz [1B-3]
- 1F-13 Richtlinie 2001/42/EG des EP und des Rates vom 27. Juni 2001 über die **Prüfung der Umweltauswirkungen** bestimmter Pläne und Programme (ABl. EG 2001, Nr. L 197), Hinweis: Umsetzung s. UVP-Gesetz [1B-3]
- 1F-14 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. EG 2003, Nr. L 41), Hinweis: Umsetzung s. UI-Gesetz
- 1F-15 Richtlinie 98/34/EG des Europäischen Parlaments und des Rates vom 22. Juni 1998 über ein **Informationsverfahren** auf dem Gebiet der Normen und **technischen Vorschriften** (ABl. EG 1998, Nr. L204), mehrfach geändert, letzte konsolidierte Fassung 2006
- 1F-16 Richtlinie 98/37/EG des Europäischen Parlaments und des Rates vom 22. Juni 1998 zur **Angleichung der Rechts- und Verwaltungsvorschriften** der Mitgliedstaaten für Maschinen (ABl. EG 1998, Nr L207)

### Strahlenschutz

- 1F-18 Richtlinien des Rates, mit denen die Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlungen festgelegt wurden (**EURATOM-Grundnormen**)
- Richtlinie vom 2. Februar 1959 (ABl. EG 1959, Nr. 11),
  - Richtlinie vom 5. März 1962 (ABl. EG 1962, S. 1633/62),
  - Richtlinie 66/45/EURATOM (ABl. EG 1966, Nr. 216),
  - Richtlinie 76/579/EURATOM vom 01.06.1976 (ABl. EG 1976, Nr. L187),
  - Richtlinie 79/343/EURATOM vom 27.03.1977 (ABl. EG 1979, Nr. L83),
  - Richtlinie 80/836/EURATOM vom 15.07.1980 (ABl. EG 1980, Nr. L246),
  - Richtlinie 84/467/EURATOM vom 03.09.1984 (ABl. EG 1984, Nr. L265),
  - Neufassung mit Berücksichtigung der ICRP 60 in Richtlinie 96/29/EURATOM vom 13. Mai 1996 (ABl. EG 1996, Nr. L159)
- 1F-20 Richtlinie 90/641/EURATOM des Rates vom 4. Dezember 1990 über den **Schutz externer Arbeitskräfte**, die einer Gefährdung durch ionisierende Strahlung bei Einsatz im **Kontrollbereich** ausgesetzt sind (ABl. EG 1990, Nr. L349)

- 1F-21 Richtlinie 94/33/EG des Rates vom 22. Juni 1994 über **Jugendarbeitsschutz** (ABl.EG 1994, Nr. L216)
- 1F-22 Richtlinie 2003/122/EURATOM des Rates vom 22. Dezember 2003 zur **Kontrolle hochradioaktiver Strahlenquellen und herrenloser Strahlenquellen** (ABl.EG 2003, Nr. L346)

### **Radiologische Notfälle**

- 1F-29 Richtlinie 89/618/EURATOM des Rates vom 27. November 1989 über die **Unterrichtung der Bevölkerung** über die bei einer radiologischen Notstandssituation geltenden Verhaltensmaßregeln und zu ergreifenden Gesundheitsschutzmaßnahmen (ABl.EG 1989, Nr. L357)  
- Mitteilung der Kommission betreffend die Durchführung der Richtlinie 89/618/EURATOM (ABl.EG 1991, Nr. C103)
- 1F-30 Verordnungen zur Festlegung von **Höchstwerten an Radioaktivität** in Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Fall eines nuklearen Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation:  
- Ratsverordnung (EURATOM) 3954/87 vom 22.12.1987 (ABl.EG 1987, Nr. L371) geändert durch Ratsverordnung (EURATOM) 2218/89 vom 18.07.1989 (ABl.EG 1989, Nr. L211),  
- Kommissionsverordnung (EURATOM) 944/89 vom 12.04.1989 (ABl.EG 1989, Nr. L101),  
- Kommissionsverordnung (EURATOM) 770/90 vom 29.03.1990 (ABl.EG 1990, Nr. L83)
- 1F-31 Ratsverordnung (EWG) 2219/89 vom 18.07.1989 über **besondere Bedingungen für die Ausfuhr** von Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Falle eines **nuklearen Unfalls** oder einer anderen radiologischen Notstandssituation (ABl.EG 1989, Nr. L211)
- 1F-32 Verordnung (EWG) 737/90 vom 22. März 1990 über die **Einfuhrbedingungen für landwirtschaftliche Erzeugnisse** mit Ursprung in Drittländern nach dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl (ABl.EG 1990, Nr. L82), zuletzt geändert durch VO (EG) 806/2003 des Rates vom 14. April 2003 (ABl.EU 2003, Nr. L128), mit diversen Verordnungen und Durchführungsbestimmungen
- 1F-33 Entscheidung 87/600/EURATOM des Rates vom 14. Dezember 1987 über Gemeinschaftsvereinbarungen für den **beschleunigten Informationsaustausch** im Fall einer radiologischen Notstandssituation (ECURIE) (ABl.EG 1987, Nr. L371)
- 1F-34 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, Nr. C102)

## **2 Allgemeine Verwaltungsvorschriften**

- 2-1 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung: **Ermittlung der Strahlenexposition** durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen vom 21. Februar 1990 (BAnz. 1990, Nr. 64a), in Überarbeitung
- 2-2 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 40 Abs. 2, § 95 Abs. 3 Strahlenschutzverordnung und § 35 Abs. 2 Röntgenverordnung (**AVV Strahlenpass**) vom 20. Juli 2004 (BAnz. 2004, Nr. 142a)
- 2-3 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Ausführung des Gesetzes über die **Umweltverträglichkeitsprüfung** (UVPVwV) vom 18. September 1995 (GMBl. 1995, Nr. 32)
- 2-4 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zum Integrierten Meß- und Informationssystem zur Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt nach dem **Strahlenschutzvorsorgegesetz** (AVV-IMIS) vom 13. Dezember 2006 (BAnz. 2006, Nr. 244a)
- 2-5 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Durchführung der **Überwachung von Lebensmitteln** nach der Verordnung (Euratom) Nr. 3954/87 des Rates vom 22. Dezember 1987 zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Falle eines nuklearen Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation (AVV-Strahlenschutzvorsorge-Lebensmittelüberwachung - AW-StrahLe) vom 28. Juni 2000 (GMBl. 2000, Nr. 25)



- 2-6 Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Überwachung der **Höchstwerte für Futtermittel** nach der Verordnung (Euratom) Nr. 3954/87 des Rates vom 22. Dezember 1987 zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Falle eines nuklearen Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation (Futtermittel-Strahlenschutzvorsorge-Verwaltungsvorschrift - FMStrVVwV) vom 22. Juni 2000 (BAnz. 2000, Nr. 122)

### **3 Bekanntmachungen des Bundesumweltministeriums und des vormals zuständigen Bundesinnenministeriums**

- 3-1 Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 21. Oktober 1977 (BAnz. 1977, Nr. 206)
- 3-2 Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal vom 14. April 1993 (GMBI. 1993, Nr. 20, S. 358), eine Ergänzung für das verantwortliche Kernkraftwerkspersonal zur probewiesenen Anwendung für 3 Jahre ab 1. Januar 2005 liegt den Ländern vor
- 3-3 Richtlinie für den Fachkundenachweis von Forschungsreaktorpersonal vom 16. Februar 1994 (GMBI. 1994, Nr. 11, S. 366)
- 3-4 Richtlinien über die Anforderungen an Sicherheitsspezifikationen für Kernkraftwerke vom 27. April 1976 (GMBI. 1976, Nr. 15, S. 199)
- 3-5 Merkpostenaufstellung mit Gliederung für einen Standardsicherheitsbericht für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor oder Siedewasserreaktor vom 26. Juli 07.1976 (GMBI. 1976, Nr. 26, S. 418)
- 3-6 Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierten Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände vom 13. September 1976 (BAnz. 1976, Nr. 179)
- 3-7.1 Zusammenstellung der in atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke zur Prüfung erforderlichen Informationen (ZPI) vom 20. Oktober 1982 (BAnz. 1983, Nr. 6a)
- 3-7.2 Zusammenstellung der zur bauaufsichtlichen Prüfung kerntechnischer Anlagen erforderlichen Unterlagen vom 6. November 1981 (GMBI. 1981, Nr. 33, S. 518)
- 3-8 Grundsätze für die Vergabe von Unteraufträgen durch Sachverständige vom 29. Oktober 1981 (GMBI. 1981, Nr. 33, S. 517)
- 3-9.1 Grundsätze zur Dokumentation technischer Unterlagen durch Antragsteller /Genehmigungsinhaber bei Errichtung, Betrieb und Stilllegung von Kernkraftwerken vom 19. Februar 1988 (BAnz. 1988, Nr. 56)
- 3-9.2 Anforderungen an die Dokumentation bei Kernkraftwerken vom 5. August 1982 (GMBI. 1982, Nr. 26, S. 546)
- 3-12 Bewertungsdaten für Kernkraftwerksstandorte vom 11. Juni 1975 (Umwelt 1975, Nr. 43)
- 3-13 Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk vom 20. April 1983 (GMBI. 1983, Nr. 13, S. 220), in Überarbeitung
- 3-15
1. Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen vom 9. August 1999 (GMBI. 1999, Nr. 28/29, S. 538), die Überarbeitung ist abgeschlossen, Veröffentlichung erfolgt nach der abschließenden Zustimmung der Beschlussgremien
  2. Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden vom 9. August 1999 (GMBI. 1999, Nr. 28/29, S. 538)
  3. Verwendung von Jodtabletten zur Jodblockade der Schilddrüse bei einem kerntechnischen Unfall, Bekanntmachung des BMU vom 20. Oktober 2004 einer Empfehlung der SSK (BAnz. 2004, Nr. 220)
- 3-23 Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) vom 7. Dezember 2005 (GMBI. 2006, Nr. 14-17)
- 3-24 Richtlinie über Dichtheitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen vom 20. Januar und 4. Februar 2004 (GMBI. 2004, Nr. 27, S. 530)
- 3-25 Grundsätze zur Entsorgungsvorsorge für Kernkraftwerke vom 19. März 1980 (BAnz. 1980, Nr. 58)

- 3-27 Richtlinie über die Gewährleistung der notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb von Kernkraftwerken sonst tätigen Personen vom 30. November 2000 (GMBI. 2001, Nr. 8, S. 153)
- 3-31 Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken vom 27. Dezember 1976 (GMBI. 1977, Nr. 4, S. 48), geändert durch GMBI. 1977, Nr. 30, S. 664) und die REI (GMBI. 1993, Nr. 29, S. 502)
- 3-32 Änderung der Empfehlungen zur Planung von Notfallschutzmaßnahmen durch Betreiber von Kernkraftwerken vom 18. Oktober 1977 (GMBI. 1977, Nr. 30, S. 664)
- 3-33 Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 StrlSchV (Störfall-Leitlinien) vom 18. Oktober 1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a)  
Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV vom 18. Oktober 1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a), Fassung des Kapitels 4 "Berechnung der Strahlenexposition" vom 29. Juni 1994 (BAnz. 1994, Nr. 222a), Neufassung des Kapitels 4 "Berechnung der Strahlenexposition" gemäß § 49 StrlSchV vom 20. Juli 2001 verabschiedet auf der 186. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 11. September 2003, veröffentlicht in Heft 44 in der Reihe "Berichte der Strahlenschutzkommission" 2004
- 3-34 Rahmenrichtlinie über die Gestaltung von Sachverständigengutachten in atomrechtlichen Verwaltungsverfahren vom 15. Dezember 1983 (GMBI. 1984, Nr. 2, S. 21)
- 3-37.1 Empfehlung über den Regelungsinhalt von Bescheiden bezüglich der Ableitung radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor vom 8. August 1984 (GMBI. 1984, Nr. 21, S. 327)
- 3-38 Richtlinie für Programme zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken vom 1. September 1993 (GMBI. 1993, Nr. 36, S. 645)
- 3-39 Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken vom 23. April 1996 (GMBI. 1996, Nr. 26, S. 555)
- 3-40 Richtlinie über die im Strahlenschutz erforderliche Fachkunde (Fachkunde-Richtlinie Technik nach Strahlenschutzverordnung) vom 21. Juni 2004 (GMBI. 2004, Nr. 40/41, S. 799), Änderung vom 19. April 2006 (GMBI. 2006, Nr. 38, S. 795)
- 3-41 Richtlinie für das Verfahren zur Vorbereitung und Durchführung von Instandhaltungs- und Änderungsarbeiten in Kernkraftwerken vom 01.06.1978 (GMBI. 1978, Nr. 22, S. 342), in Überarbeitung
- 3-42 Richtlinie für die Physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen  
Teil 1: Ermittlung der Körperdosis bei äußerer Strahlenexposition (§§ 40, 41, 42 StrlSchV; § 35 RöV) vom 8. Dezember 2003 (GMBI. 2004, Nr.22, S. 410), anzuwenden ab 1. März 2004
- 3-42.1 Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen Teil 2: „Ermittlung der Körperdosis bei innerer Strahlenexposition (Inkorporationsüberwachung) (§§ 40, 41 und 42 StrlSchV)“ vom 12. Januar 2007 (GMBI. 2007, Nr. 31/32, S. 623), anzuwenden ab 1. März 2007
- 3-43 Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei der Durchführung von Instandhaltungsarbeiten in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor;  
Teil 1: Die während der Planung der Anlage zu treffende Vorsorge vom 10. Juli 1978 (GMBI. 1978, Nr. 28, S. 418), in Überarbeitung
- 3-43.1 Richtlinie für den Strahlenschutz des Personals bei Tätigkeiten der Instandhaltung, Änderung, Entsorgung und des Abbaus in kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen:  
Teil 2: Die Strahlenschutzmaßnahmen während des Betriebs und der Stilllegung einer Anlage oder Einrichtung - IWRS II vom 17. Januar 2005 (GMBI. 2005, Nr. 13, S. 258)
- 3-44 Kontrolle der Eigenüberwachung radioaktiver Emissionen aus Kernkraftwerken vom 5. Februar 1996 (GMBI. 1996, Nr. 9/10, S. 247)
- 3-49 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke; Einzelfehlerkonzept - Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums vom 2. März 1984 (GMBI. 1984, Nr. 13, S. 208)
- 3-50 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 17. Mai 1979 (GMBI. 1979, Nr. 14, S. 161)  
zu Sicherheitskriterium 2.6: Einwirkungen von außen  
zu Sicherheitskriterium 8.5: Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitseinschluß

- 3-51 Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke vom 28. November 1979 (GMBI. 1980, Nr. 5, S. 90)  
zu Sicherheitskriterium 2.2: Prüfbarkeit  
zu Sicherheitskriterium 2.3: Strahlenbelastung in der Umgebung  
zu Sicherheitskriterium 2.6: Einwirkungen von außen  
zu Sicherheitskriterium 2.7: Brand- und Explosionsschutz  
ergänzende Interpretation  
zu Sicherheitskriterium 4.3: Nachwärmeabfuhr nach Kühlmittelverlusten
- 3-52.2 Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen (12/04)  
- Zusammenstellung von in den Meldekriterien verwendeten Begriffen (Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen) (05/04)  
- Meldeformular (Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen) (04/04)
- 3-52.3 Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen, die nicht der Spaltung von Kernbrennstoffen dienen (Stand 1/97)  
- Meldeformular (Anlagen die nicht der Spaltung von Kernbrennstoffen dienen) (12/92)
- 3-52.4 Meldung eines Befundes bzgl. Kontamination oder Dosisleistung bei der Beförderung von entleerten Brennelement-Behältern, Behältern mit bestrahlten Brennelementen und Behältern mit verglasten hochradioaktiven Spaltprodukten (8/00)  
- Meldeformular (Behälter) (7/00)
- 3-52.5 Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen - für die Anwendung in Forschungsreaktoren (11/92)
- 3-53 Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals in Forschungsreaktoren vom 14. November 1997 (GMBI. 1997, Nr. 42, S. 794)
- 3-54 Rahmenempfehlung für die Fernüberwachung von Kernkraftwerken vom 12. August 2005 (GMBI. 2005, Nr. 51, S. 1049)
- 3-54.1 Empfehlung zur Berechnung der Gebühr nach § 5 AtKostV für die Fernüberwachung von Kernkraftwerken (KFÜ) vom 21. Januar 1983 (GMBI. 1983, Nr. 8, S. 146)
- 3-57 Anforderungen an den Objektsicherungsdienst und an Objektsicherungsbeauftragte in kerntechnischen Anlagen der Sicherungskategorie I (OSD-Richtlinie) vom 8. April 1986 (GMBI. 1986, Nr. 14, S. 242), in Überarbeitung
- 3-57.3 Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter vom 06.12.1995 (GMBI. 1996, S. 32, Nr. 2, ohne Wortlaut)
- 3-59 Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die nicht an eine Landessammelstelle abgeliefert werden vom 16. Januar 1989 (BAnz. 1989, Nr. 63a), letzte Ergänzung vom 14. Januar 1994 (BAnz. 1994, Nr. 19)
- 3-61 Richtlinie für die Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten in Kernkraftwerken und sonstigen Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen vom 10. Dezember 1990 (GMBI. 1991, Nr. 4, S. 56)
- 3-62 Richtlinie über Maßnahmen für den Schutz von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs und sonstigen kerntechnischen Einrichtungen gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen zugangsberechtigter Einzelpersonen vom 28. Januar 1991 (GMBI. 1991, Nr. 9, S. 228)
- 3-65 Anforderungen an Lehrgänge zur Vermittlung kerntechnischer Grundlagenkenntnisse für verantwortliches Schichtpersonal in Kernkraftwerken - Anerkennungskriterien - vom 10. Oktober 1994
- 3-67 Richtlinie über Anforderungen an Personendosismeßstellen nach Strahlenschutz- und Röntgenverordnung vom 10. Dezember 2001 (GMBI. 2002, Nr. 6, S. 136)
- 3-69 Richtlinie für die Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz Teil I: Meßprogramm für den Normalbetrieb (Routinemeßprogramm) vom 28. Juli 1994 (GMBI. 1994, Nr. 32, S. 930), in Überarbeitung
- 3-69.2 Teil II: Meßprogramm für den Intensivbetrieb (Intensivmeßprogramm) vom 19. Januar 1995 (GMBI. 1995, Nr. 14, S. 391), in Überarbeitung
- 3-71 Richtlinie für die Fachkunde von verantwortlichen Personen in Anlagen zur Herstellung von Brennelementen für Kernkraftwerke vom 30. November 1995 (GMBI. 1996, Nr. 2, S. 29)

- 3-73 Leitfaden zur Stilllegung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes vom 14. Juni 1996 (BAnz. 1996, Nr. 211a), in Überarbeitung
- 3-74 Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, in Überarbeitung
- 3-74.1 - Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsprüfung für Kernkraftwerke  
- Leitfaden Sicherheitsstatusanalyse  
- Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse  
Bekanntmachung vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a)
- 3-74.2 - Leitfaden Deterministische Sicherungsanalyse  
Bekanntmachung vom 25. Juni 1998 (BAnz. 1998, Nr. 153)
- 3-74.3 Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19 des Atomgesetzes  
- Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse  
Bekanntmachung vom 30. August 2005 (BAnz. 2005, Nr. 207)
- 3-79 Schadensvorsorge außerhalb der Auslegungsstörfälle,  
RdSchr. des BMU vom 15. Juli 2003, RS I 3 - 10100/0
- 3-80 Entschließung des Länderausschusses für Atomkernenergie zu Entscheidungen nach der Strahlenschutzverordnung, deren Wirkung über den Bereich eines Landes hinausgeht,  
RdSchr. des BMU vom 8. Dezember 2003 RS I 1 - 17031/47
- 3-81 Grundlagen für Sicherheitsmanagementsysteme in Kernkraftwerken,  
Bekanntmachung des BMU vom 29. Juni 2004 (BAnz. 2004, Nr. 138)

#### **4 Empfehlungen der RSK und SSK, sonstige relevante Vorschriften und Empfehlungen**

- 4-1 RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 3. Ausgabe vom 14. Oktober 1981 (BAnz. 1982, Nr. 69a) mit den Änderungen in Abschn. 21.1 (BAnz. 1984, Nr. 104), in Abschn. 21.2 (BAnz. 1983, Nr. 106) und in Abschn. 7 (BAnz. 1996, Nr. 158a) mit Berichtigung (BAnz. 1996, Nr. 214) und den Anhängen vom 25. April 1979 zu Kapitel 4.2 der 2. Ausgabe der RSK-LL vom 24. Januar 1979 (BAnz. 1979, Nr. 167a)  
Anhang 1: Auflistung der Systeme und Komponenten, auf die die Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten anzuwenden ist  
Anhang 2: Rahmenspezifikation Basissicherheit; Basissicherheit von druckführenden Komponenten: Behälter, Apparate, Rohrleitungen, Pumpen und Armaturen (ausgenommen: Einbauteile, Bauteile zur Kraftübertragung und druckführende Wandungen < DN 50)
- 4-2 Kriterien für die Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde durch die Betreiber kerntechnischer Einrichtungen, Gemeinsame Empfehlung der SSK und RSK, 1994, revidiert 2003, (BAnz 2004, Nr. 89)  
Verabschiedet auf der 186. Sitzung der SSK am 11./12.09.2003  
Verabschiedet auf der 366. Sitzung der RSK am 16.10.2003  
Veröffentlicht in Heft 39 der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“
- 4-2.1 Erläuterungen zu den Kriterien für die Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde durch die Betreiber kerntechnischer Anlagen, Stellungnahme der Strahlenschutzkommission,  
Verabschiedet auf der 127. Sitzung der SSK am 12.10.1994  
Veröffentlicht in Heft 3 der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“
- 4-3 Übersicht über Maßnahmen zur Verringerung der Strahlenexposition nach Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen (Maßnahmenkatalog),  
Band 1 und 2, herausgegeben vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit,  
Oktober 1999  
Teil 3: Behandlung und Entsorgung kontaminierter landwirtschaftlicher Produkte,  
Verabschiedet auf der 200. Sitzung der SSK am 30.06./01.07.2005
- 4-4 Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen, Stellungnahme der Strahlenschutzkommission  
Verabschiedet auf der 182. Sitzung der SSK am 04.-06.12.2002  
Veröffentlicht in Heft 37 der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“
- 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 Heft 38 der Reihe „Berichte der Strahlenschutzkommission“

- 4-5 Feuerwehrdienstvorschrift FwDV 500 „Einheiten im ABC-Einsatz“, Stand 2003,  
Die FwDV 500 wurde am 15. und 16.09.2003 vom Ausschuss Feuerwehrangelegenheiten, Katastrophenschutz und zivile Verteidigung (AFKzV) genehmigt und den Ländern zur Einführung empfohlen.  
Erläuterungen zur FwDV 500 „Einheiten im ABC-Einsatz“, Stand: Feb. 2004
- 4-6 Leitfaden Polizei LF 450 "Gefahren durch chemische, radioaktive und biologische Stoffe" Ausgabe 2005, Stand: 10.11.2005, nicht veröffentlicht - nur für den Dienstgebrauch durch die Polizei
- 4-7 Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke:  
Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-37/05  
Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-SCHR-38/05,  
herausgegeben vom Bundesamt für Strahlenschutz, Oktober 2005

## 5 Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
	<b><u>1000 KTA-interne Verfahrensregeln</u></b>					
	<b><u>1100 Begriffe und Definitionen</u></b> (Begriffesammlung KTA-GS-12)	01/06	-	6/91 1/96 1/04	-	-
	<b><u>1200 Allgemeines, Administration, Organisation</u></b>					
1201 *	Anforderungen an das Betriebshandbuch	6/98	172 a 15.09.98	2/78 3/81 12/85	-	+
1202 *	Anforderungen an das Prüfhandbuch	6/84	191 a 09.10.84	-	15.06.99	+
	<b><u>1300 Radiologischer Arbeitsschutz</u></b>					
1301.1	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 1: Auslegung	11/84	40 a 27.02.85	-	16.11.04	+
1301.2 *	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken; Teil 2: Betrieb	6/89	158 a 24.08.89 Berichtigung 118 29.06.91	6/82	16.11.04	+
	<b><u>1400 Qualitätssicherung</u></b>					
1401 *	Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung	6/96	216 a 19.11.96	2/80 12/87	19.06.01	+
1404 *	Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken	6/01	235 a 15.12.01	6/89	-	+
1408.1 *	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 1: Eignungsprüfung	6/85	203 a 29.10.85	-	19.06.01	+
1408.2 *	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 2: Herstellung	6/85	203 a 29.10.85 Berichtigung 229 10.12.86	-	19.06.01	+
1408.3 *	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Kernkraftwerken; Teil 3: Verarbeitung	6/85	203 a 29.10.85	-	19.06.01	+
	<b><u>1500 Strahlenschutz und Überwachung</u></b>					
1501	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken	11/04	35 a 19.02.05	6/91	-	+
1502.1	Überwachung der Radioaktivität in der Raumlufte von Kernkraftwerken; Teil 1: Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor	11/05	101a 31.05.06	6/86	-	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
(1502.2)	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken; Teil 2: Kernkraftwerke mit Hochtemperaturreaktor	6/89	229 a 07.12.89	-	-	+
<b>1503.1</b>	Überwachung der Ableitung gasförmiger und an Schwebstoffen gebundener radioaktiver Stoffe; Teil 1: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb	6/02	172 a 13.09.02	2/79 6/93	-	+
<b>1503.2</b>	Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 2: Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminfortluft bei Störfällen	6/99	243 b 23.12.99	-	16.11.04	+
<b>1503.3</b>	Überwachung der Ableitung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Stoffe; Teil 3: Überwachung der nicht mit der Kaminluft abgeleiteten radioaktiven Stoffe	6/99	243 b 23.12.99	-	16.11.04	+
<b>1504 *</b>	Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Wasser	6/94	238 a 20.12.94 Berichtigung 216 a 19.11.96	6/78	15.06.99	+
<b>1505</b>	Nachweis der Eignung von Strahlungsmesseinrichtungen	11/03	26 a 07.02.04	-	-	-
<b>1506</b>	Messung der Ortsdosisleistung in Sperrbereichen von Kernkraftwerken (Regel wurde am 16.11.04 zurückgezogen)	6/86	162 a 03.09.86 Berichtigung 229 10.12.86	-	16.11.04 zurückgezogen	+
<b>1507</b>	Überwachung der Ableitungen gasförmiger, aerosolgebundener und flüssiger radioaktiver Stoffe bei Forschungsreaktoren	6/98	172 a 15.09.98	3/84	-	-
<b>1508</b>	Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre	11/06	245b 30.12.06	9/88	20.06.00	+
	<b><u>2100 Gesamtanlage</u></b>					
<b>2101.1</b>	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes	12/00	106 a 09.06.01	12/85	22.11.05	+
<b>2101.2</b>	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 2: Brandschutz an baulichen Anlagen	12/00	106 a 09.06.01	-	22.11.05	+
<b>2101.3</b>	Brandschutz in Kernkraftwerken; Teil 3: Brandschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen	12/00	106 a 09.06.01	-	22.11.05	+
<b>2103</b>	Explosionsschutz in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Allgemeine und fallbezogene Anforderungen)	6/00	231 a 08.12.00	6/89	22.11.05	+
	<b><u>2200 Einwirkungen von außen</u></b>					
<b>2201.1 *</b>	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 1: Grundsätze	6/90	20 a 30.01.91	6/75	20.06.00	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
2201.2 *	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 2: Baugrund	6/90	20 a 30.01.91	11/82	20.06.00	+
2201.4 *	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 4: Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile	6/90	20 a 30.01.91 Berichtigung 115 25.06.96	-	20.06.00	+
2201.5	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 5: Seismische Instrumentierung	6/96	216 a 19.11.96	6/77 6/90	7.11.06	+
2201.6	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 6: Maßnahmen nach Erdbeben	6/92	36 a 23.02.93	-	18.06.02	+
2206 *	Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen	6/00	159 a 24.08.00	6/92	-	-
2207	Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser	11/04	133a 16.07.05	6/92	-	+
<b><u>2500 Bautechnik</u></b>						
2501	Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken	11/04	172 a 13.09.02	9/88 6/02	-	+
2502 *	Mechanische Auslegung von Brennelementlagerbecken in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/90	20 a 30.01.91	-	20.06.00	+
<b><u>3000 Systeme allgemein</u></b>						
<b><u>3100 Reaktorkern und Reaktorregelung</u></b>						
3101.1 *	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 1: Grundsätze der thermohydraulischen Auslegung	2/80	92 20.05.80	-	20.06.00	+
3101.2 *	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren; Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme	12/87	44 a 04.03.88	-	10.06.97	+
(3102.1)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte	6/78	189 a 06.10.78	-	15.06.93	+
(3102.2)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 2: Wärmeübergang im Kugelhaufen	6/83	194 14.10.83	-	15.06.93	+
(3102.3)	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren; Teil 3; Reibungsdruckverlust in Kugelhaufen	3/81	136 a 28.07.81	-	15.06.93	+



Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
(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	6/86	162 a 03.09.86	-	15.06.93	+
<b>3103 *</b>	Abschaltsysteme von Leichtwasserreaktoren	3/84	145 a 04.08.84	-	15.06.99	+
<b>3104</b>	Ermittlung der Abschaltreaktivität	10/79	19 a 29.01.80	-	16.11.04	+
<b><u>3200 Primär- und Sekundärkreis</u></b>						
<b>3201.1</b>	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen	6/98	170 a 11.09.98	2/79 11/82 6/90	11.11.03	+
<b>3201.2 *</b>	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/96	216 a 19.11.96	10/80 3/84	-	+
<b>3201.3 *</b>	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 3: Herstellung	6/98	219 a 20.11.98	10/79 12/87	-	+
<b>3201.4 *</b>	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung	6/99	200 a 22.10.99	6/82 6/90	-	+
<b>3203</b>	Überwachung des Bestrahlungsverhaltens von Werkstoffen der Reaktordruckbehälter von Leichtwasserreaktoren	6/01	235 a 12.12.01	-	7.11.06	+
<b>3204 *</b>	Reaktordruckbehälter-Einbauten	6/98	236 a 15.12.98 Berichtigung 129 13.07.00 136 22.07.00	3/84	-	-
<b>3205.1</b>	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 1: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für Primärkreis-komponenten in Leichtwasserreaktoren	6/02	189 a 10.10.02	6/82 6/91	-	-
<b>3205.2 *</b>	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 2: Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Systemen außerhalb des Primärkreises	6/90	41 a 28.02.91	-	20.06.00	+
<b>3205.3 *</b>	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen; Teil 3: Serienmäßige Standardhalterungen	6/89	229 a 07.12.89 Berichtigung 111 17.06.94	-	15.06.99	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
<b>3211.1 *</b>	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 1: Werkstoffe	6/00	194 a 14.10.00 Berichtigung 132 19.07.01	6/91	-	+
<b>3211.2 *</b>	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/92	165 a 03.09.93 Berichtigung 111 17.06.94	-	-	+
<b>3211.3</b>	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 3: Herstellung	11/03	26 a 07.02.04	6/90	-	-
<b>3211.4 *</b>	Druck- und aktivitätsführende Komponenten von Systemen außerhalb des Primärkreises; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung	6/96	216 a 19.11.96	-	19.06.01	+
<b><u>3300 Wärmeabfuhr</u></b>						
<b>3301 *</b>	Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren	11/84	40 a 27.02.85	-	15.06.99 1)	+
<b>3303 *</b>	Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/90	41 a 28.02.91	-	20.06.00	+
<b><u>3400 Sicherheitseinschluss</u></b>						
<b>3401.1 *</b>	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen	9/88	37 a 22.02.89	6/80 11/82	16.06.98	+
<b>3401.2</b>	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung	6/85	203 a 29.10.85	6/80	22.11.05	+
<b>3401.3 *</b>	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 3: Herstellung	11/86	44 a 05.03.87	10/79	10.06.97	+
<b>3401.4</b>	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl; Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen	6/91	7 a 11.01.92	3/81	7.11.06	+
<b>3402</b>	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken - Personenschleusen	11/76	38 24.02.77	-	16.11.04	+
<b>3403 *</b>	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken	10/80	44 a 05.03.81	11/76	19.06.01	+
<b>3404</b>	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen von Betriebssystemen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in den Reaktorsicherheitsbehälter	9/88	37 a 22.02.89 Berichtigung 119 30.06.90	-	11.11.03	+
<b>3405 *</b>	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode	2/79	133 a 20.07.79	-	15.06.99	+
<b>3407</b>	Rohrdurchführungen durch den Reaktorsicherheitsbehälter	6/91	113 a 23.06.92	-	7.11.06	+
<b>3409</b>	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken - Materialschleusen	6/79	137 26.07.79	-	16.11.04	+

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
<b>3413</b>	Ermittlung der Belastungen für die Auslegung des Volldrucksicherheitsbehälters gegen Störfälle innerhalb der Anlage	6/89	229 a 07.12.89	-	16.11.04	+
	<b><u>3500 Instrumentierung und Reaktorschutz</u></b>					
<b>3501 *</b>	Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems	6/85	203 a 29.10.85	3/77	20.06.00	+
<b>3502</b>	Störfallinstrumentierung	6/99	243 b 23.12.99	11/82 11/84	16.11.04	+
<b>3503</b>	Typprüfung von elektrischen Baugruppen des Reaktorschutzsystems	11/05	101a 31.05.06	6/82 11/86	-	+
<b>3504</b>	Elektrische Antriebe des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	11/06	245b 30.12.06	9/88	-	-
<b>3505</b>	Typprüfung von Messwertgebern und Messumformern des Reaktorschutzsystems	11/05	101a 31.05.06	11/84	-	-
<b>3506 *</b>	Systemprüfung der leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	11/84	40 a 27.02.85	-	18.06.02	+
<b>3507</b>	Werksprüfungen, Prüfungen nach Instandsetzung und Nachweis der Betriebsbewährung für leittechnische Einrichtungen des Sicherheitssystems	6/02	27 a 08.02.03	11/86	-	+
	<b><u>3600 Aktivitätskontrolle und -führung</u></b>					
<b>3601</b>	Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken	11/05	101a 31.05.06	6/90	-	+
<b>3602</b>	Lagerung und Handhabung von Brennelementen und zugehörigen Einrichtungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	11/03	26 a 07.02.04	6/82 6/84 6/90		+
<b>3603 *</b>	Anlagen zur Behandlung von radioaktiv kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken	6/91	7 a 11.01.92	2/80	19.06.01 2)	+
<b>3604</b>	Lagerung, Handhabung und innerbetrieblicher Transport radioaktiver Stoffe (mit Ausnahme von Brennelementen) in Kernkraftwerken	11/05	101a 31.05.06	6/83	-	+
<b>3605</b>	Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren	6/89	229 a 07.12.89	-	16.11.04	+
	<b><u>3700 Energie- und Medienversorgung</u></b>					
<b>3701</b>	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	3701.1 (6/78) 3701.2 (6/82) 6/97	16.11.04	+
<b>3702</b>	Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken	6/00	159 a 24.08.00	3702.1 (6/88) 3702.2 (6/91)	22.11.05	-

Regel-Nr. KTA	Titel	Letzte Fassung	Veröffentlichung im Bundesanzeiger Nr. vom	Frühere Fassungen	Bestätigung der Weitergültigkeit	Engl. Übersetzung
<b>3703</b>	Notstromanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	6/86	16.11.04	+
<b>3704</b>	Notstromanlagen mit Gleichstrom-Wechselstrom-Umformern in Kernkraftwerken	6/99	243 b 23.12.99	6/84	16.11.04	+
<b>3705</b>	Schaltanlagen, Transformatoren und Verteilungsnetze zur elektrischen Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken	11/06	245b 30.12.06	9/88 6/99	-	-
<b>3706</b>	Sicherstellung des Erhalts der Kühlmittelverlust-Störfallfestigkeit von Komponenten der Elektro- und Leittechnik in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke	6/00	159 a 24.08.00	-	22.11.05	+
<b><u>3900 Systeme, sonstige</u></b>						
<b>3901</b>	Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke	11/04	35a 19.02.05	3/77 3/81	-	+
<b>3902 *</b>	Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken	6/99	144 a 05.08.99	11/75 6/78 11/83 6/92	16.11.04	+
<b>3903 *</b>	Prüfung und Betrieb von Hebezeugen in Kernkraftwerken	6/99	144 a 05.08.99	11/82 6/93	16.11.04	+
<b>3904 *</b>	Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken	9/88	37 a 22.02.89	-	16.06.98	+
<b>3905 *</b>	Lastanschlagpunkte an Lasten in Kernkraftwerken	6/99	200 a 22.10.99	6/94	-	+
* Regel in Überarbeitung						
( ) HTR-Regel, die nicht mehr in die Überprüfung gemäß Abschnitt 5.2 der Verfahrensordnung des KTA einbezogen und nicht mehr über die Carl Heymanns Verlag KG beziehbar ist.						
1) Der KTA hat auf seiner 43. Sitzung am 27.06.89 "Hinweise für den Benutzer der Regel KTA 3301 (11/84)" beschlossen.						
2) In dieser Regel wurden die HTR-Festlegungen gestrichen.						

Text der Konvention

## **Text der Konvention**

## Convention on Nuclear Safety

Text

### PREAMBLE

#### THE CONTRACTING PARTIES

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

HAVE AGREED as follows:

## Übereinkommen über nukleare Sicherheit

Text in deutscher Übersetzung

### PRÄAMBEL

#### DIE VERTRAGSPARTEIEN

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

sind wie folgt übereingekommen:

## CHAPTER 1 OBJECTIVES, DEFINITIONS AND SCOPE OF APPLICATION

### ARTICLE 1 OBJECTIVES

The objectives of this Convention are:

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

### ARTICLE 2 DEFINITIONS

For the purpose of this Convention:

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

### ARTICLE 3 SCOPE OF APPLICATION

This Convention shall apply to the safety of nuclear installations.

## KAPITEL 1 ZIELE, BEGRIFFSBESTIMMUNGEN UND ANWENDUNGSBEREICH

### Artikel 1 Ziele

Ziele dieses Übereinkommens sind:

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

### Artikel 2 Begriffsbestimmungen

Im Sinne dieses Übereinkommens bedeutet

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

### Artikel 3 Anwendungsbereich

Dieses Übereinkommen findet auf die Sicherheit von Kernanlagen Anwendung.

**CHAPTER 2  
OBLIGATIONS**  
a) General Provisions

**ARTICLE 4 IMPLEMENTING MEASURES**

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

**ARTICLE 5 REPORTING**

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

**ARTICLE 6 EXISTING NUCLEAR  
INSTALLATIONS**

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

b) Legislation and regulation

**ARTICLE 7 LEGISLATIVE AND REGULATORY  
FRAMEWORK**

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

**KAPITEL 2  
VERPFLICHTUNGEN**  
a) Allgemeine Bestimmungen

**Artikel 4 Durchführungsmaßnahmen**

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

**Artikel 5 Berichterstattung**

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

**Artikel 6 Vorhandene Kernanlagen**

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

b) Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

**Artikel 7 Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug**

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



iii) a system of regulatory inspection and assessment of nuclear installations to ascertain compliance with applicable regulations and the terms of licences;

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

iii) ein System für behördliche Prüfung und Beurteilung von Kernanlagen, um feststellen zu können, ob die einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen eingehalten werden;

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

#### **ARTICLE 8 REGULATORY BODY**

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

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

#### **Artikel 8 Staatliche Stelle**

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

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

#### **ARTICLE 9 RESPONSIBILITY OF THE LICENCE HOLDER**

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

#### **Artikel 9 Verantwortung des Genehmigungsinhabers**

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

#### **c) General Safety Considerations**

#### **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.

#### **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.

#### **Artikel 11 Finanzmittel und Personal**

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

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

#### **ARTICLE 12 HUMAN FACTORS**

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

#### **ARTICLE 13 QUALITY ASSURANCE**

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

#### **ARTICLE 14 ASSESSMENT AND VERIFICATION OF SAFETY**

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

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

#### **ARTICLE 15 RADIATION PROTECTION**

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

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

#### **Artikel 12 Menschliche Faktoren**

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

#### **Artikel 13 Qualitätssicherung**

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

#### **Artikel 14 Bewertung und Nachprüfung der Sicherheit**

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

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

#### **Artikel 15 Strahlenschutz**

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

## ARTICLE 16 EMERGENCY PREPAREDNESS

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

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

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

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

### d) Safety of Installations

## ARTICLE 17 SITING

Each Contracting Party shall take the appropriate steps to ensure that appropriate procedures are established and implemented:

i) for evaluating all relevant site-related factors likely to affect the safety of a nuclear installation for its projected lifetime;

ii) for evaluating the likely safety impact of a proposed nuclear installation on individuals, society and the environment;

iii) for re-evaluating as necessary all relevant factors referred to in sub-paragraphs (i) and (ii) so as to ensure the continued safety acceptability of the nuclear installation;

iv) for consulting Contracting Parties in the vicinity of a proposed nuclear installation, insofar as they are likely to be affected by that installation and, upon request providing the necessary information to such Contracting Parties, in order to enable them to evaluate and make their own assessment of the likely safety impact on their own territory of the nuclear installation.

## Artikel 16 Notfallvorsorge

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

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

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

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

### d) Anlagensicherheit

## Artikel 17 Standortwahl

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass geeignete Verfahren geschaffen und angewendet werden,

i) um die Bewertung aller standortbezogenen einschlägigen Faktoren zu ermöglichen, welche die Sicherheit einer Kernanlage während ihrer vorgesehenen Lebensdauer beeinträchtigen könnten;

ii) um die Bewertung der mutmaßlichen Auswirkungen unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit einer vorgesehenen Kernanlage auf den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt zu ermöglichen;

iii) um soweit notwendig die Neubewertung aller einschlägigen Faktoren, auf die unter den Ziffern i und ii Bezug genommen wird, zu ermöglichen, damit die Sicherheitsakzeptanz gewährleistet bleibt;

iv) um Konsultationen mit Vertragsparteien in der Nachbarschaft einer vorgesehenen Kernanlage aufnehmen zu können, soweit sie durch diese Anlage betroffen sein könnten, und um die Übermittlung der notwendigen Informationen an solche Vertragsparteien auf deren Verlangen zu ermöglichen, damit diese die mutmaßlichen Auswirkungen auf die Sicherheit ihres Gebiets selbst beurteilen und eigene Bewertungen vornehmen können.

## **ARTICLE 18 DESIGN AND CONSTRUCTION**

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

- i) the design and construction of a nuclear installation provides for several reliable levels and methods of protection (defense in depth) against the release of radioactive materials, with a view to preventing the occurrence of accidents and to mitigating their radiological consequences should they occur;
- ii) the technologies incorporated in the design and construction of a nuclear installation are proven by experience or qualified by testing or analysis;
- iii) the design of a nuclear installation allows for reliable, stable and easily manageable operation, with specific consideration of human factors and the man-machine interface.

## **ARTICLE 19 OPERATION**

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

- i) the initial authorization to operate a nuclear installation is based upon an appropriate safety analysis and a commissioning programme demonstrating that the installation, as constructed, is consistent with design and safety requirements;
- ii) operational limits and conditions derived from the safety analysis, tests and operational experience are defined and revised as necessary for identifying safe boundaries for operation;
- iii) operation, maintenance, inspection and testing of a nuclear installation are conducted in accordance with approved procedures;
- iv) procedures are established for responding to anticipated operational occurrences and to accidents;
- v) necessary engineering and technical support in all safety-related fields is available throughout the lifetime of a nuclear installation;
- vi) incidents significant to safety are reported in a timely manner by the holder of the relevant licence to the regulatory body;
- vii) programmes to collect and analyse operating experience are established, the results obtained and the conclusions drawn are acted upon and that existing mechanisms are used to share important experience with international bodies and with other operating organizations and regulatory bodies;

## **Artikel 18 Auslegung und Bau**

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) dass die Auslegung und der Bau einer Kernanlage mehrere zuverlässige Ebenen und Methoden zum Schutz (in die Tiefe gestaffelte Abwehr) gegen die Freisetzung radioaktiven Materials vorsehen, um Unfälle zu verhüten und, falls sie eintreten, ihre radiologischen Folgen zu mildern;
- ii) dass sich die bei der Auslegung und dem Bau einer Kernanlage eingesetzten Techniken durch Erfahrung beziehungsweise durch Erprobung oder Analyse bewährt haben;
- iii) dass die Auslegung einer Kernanlage den zuverlässigen, beständigen und leicht zu handhabenden Betrieb ermöglicht, wobei die menschlichen Faktoren und die Schnittstelle Mensch/Maschine besondere Berücksichtigung finden.

## **Artikel 19 Betrieb**

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

- i) dass die Erlaubnis für den Betriebsbeginn einer Kernanlage auf einer geeigneten Sicherheitsanalyse und einem Programm zur Inbetriebnahme beruht, aus denen hervorgeht, dass die Anlage, wie sie gebaut wurde, den Auslegungs- und Sicherheitsanforderungen entspricht;
- ii) dass die aus der Sicherheitsanalyse, den Erprobungen und der Betriebserfahrung hervorgehenden betrieblichen Grenzwerte und Bedingungen festgelegt und bei Bedarf überarbeitet werden, um die Grenzen eines sicheren Betriebs festzustellen;
- iii) dass Betrieb, Wartung, Inspektion und Erprobung einer Kernanlage in Übereinstimmung mit genehmigten Verfahren erfolgen;
- iv) dass Verfahren festgelegt sind, um auf mögliche Betriebsstörungen und Unfälle zu reagieren;
- v) dass die notwendige ingenieurtechnische und technische Unterstützung in allen sicherheitsbezogenen Bereichen während der gesamten Lebensdauer der Kernanlage zur Verfügung steht;
- vi) dass für die Sicherheit bedeutsame Ereignisse vom Inhaber der entsprechenden Genehmigung der staatlichen Stelle rechtzeitig gemeldet werden;
- vii) dass Programme zur Sammlung und Analyse von Betriebserfahrungen aufgestellt werden, die erzielten Ergebnisse und Schlußfolgerungen als Grundlage des Handelns dienen und dass vorhandene Mechanismen dazu genutzt werden, um wichtige Erfahrungen mit internationalen Gremien, anderen Betreiberorganisationen und staatlichen Stellen auszutauschen;

viii) the generation of radioactive waste resulting from the operation of a nuclear installation is kept to the minimum practicable for the process concerned, both in activity and in volume, and any necessary treatment and storage of spent fuel and waste directly related to the operation and on the same site as that of the nuclear installation take into consideration conditioning and disposal.

viii) dass die Erzeugung radioaktiven Abfalls durch den Betrieb einer Kernanlage sowohl hinsichtlich der Aktivität als auch des Volumens auf das für das jeweilige Verfahren mögliche Mindestmaß beschränkt wird und dass bei jeder notwendigen Behandlung und Lagerung von abgebranntem Brennstoff und Abfall, die mit dem Betrieb in unmittelbarem Zusammenhang stehen und auf demselben Gelände der Kernanlage stattfinden, Konditionierung und Beseitigung Berücksichtigung finden.

### CHAPTER 3 MEETINGS OF THE CONTRACTING PARTIES

### KAPITEL 3 TAGUNGEN DER VERTRAGSPARTEIEN

#### ARTICLE 20 REVIEW MEETINGS

#### Artikel 20 Überprüfungstagungen

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.

(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. Subject to the provisions of Article 24 sub-groups comprised of representatives of Contracting Parties may be established and may function during the review meetings as deemed necessary for the purpose of reviewing specific subjects contained in the reports.

(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. Each Contracting Party shall have a reasonable opportunity to discuss the reports submitted by other Contracting Parties and to seek clarification of such reports.

(3) Jede Vertragspartei erhält angemessene Gelegenheit, die von anderen Vertragsparteien vorgelegten Berichte zu erörtern und Klarstellung zu diesen Berichten zu suchen.

#### ARTICLE 21 TIMETABLE

#### Artikel 21 Zeitplan

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.

(1) Eine Vorbereitungstagung der Vertragsparteien findet spätestens sechs Monate nach Inkrafttreten dieses Übereinkommens statt.

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.

(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. 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.

(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

#### Artikel 22 Verfahrensregelungen

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:

(1) Auf der nach Artikel 21 abgehaltenen Vorbereitungstagung arbeiten die Vertragsparteien eine Geschäftsordnung und Finanzregeln aus und nehmen diese durch Konsens an. Die Vertragsparteien legen insbesondere und in Übereinstimmung mit der Geschäftsordnung folgendes fest:

- i) guidelines regarding the form and structure of the reports to be submitted pursuant to Article 5;
- ii) a date for the submission of such reports;
- iii) the process for reviewing such reports.

2. At review meetings the Contracting Parties may, if necessary, review the arrangements established pursuant to sub-paragraphs (i)-(iii) above, and adopt revisions by consensus unless otherwise provided for in the Rules of Procedure. They may also amend the Rules of Procedure and the Financial Rules, by consensus.

#### **ARTICLE 23 EXTRAORDINARY MEETINGS**

An extraordinary meeting of the Contracting Parties shall be held:

- i) if so agreed by a majority of the Contracting Parties present and voting at a meeting, abstentions being considered as voting; or
- ii) at the written request of a Contracting Party, within six months of this request having been communicated to the Contracting Parties and notification having been received by the secretariat referred to in Article 28, that the request has been supported by a majority of the Contracting Parties.

#### **ARTICLE 24 ATTENDANCE**

1. Each Contracting Party shall attend meetings of the Contracting Parties and be represented at such meetings by one delegate, and by such alternates, experts and advisers as it deems necessary.

2. The Contracting Parties may invite, by consensus, any intergovernmental organization which is competent in respect of matters governed by this Convention to attend, as an observer, any meeting, or specific sessions thereof. Observers shall be required to accept in writing, and in advance, the provisions of Article 27.

#### **ARTICLE 25 SUMMARY REPORTS**

The Contracting Parties shall adopt, by consensus, and make available to the public a document addressing issues discussed and conclusions reached during a meeting.

#### **ARTICLE 26 LANGUAGES**

1. The languages of meetings of the Contracting Parties shall be Arabic, Chinese, English, French, Russian and Spanish unless otherwise provided in the Rules of Procedure.

- i) Richtlinien hinsichtlich Form und Gliederung der nach Artikel 5 vorzulegenden Berichte;
- ii) den Zeitpunkt für die Vorlage der Berichte;
- iii) das Verfahren zur Überprüfung der Berichte.

(2) Auf den Überprüfungstagungen können die Vertragsparteien erforderlichenfalls die unter den Ziffern i bis iii des Absatzes 1 getroffenen Vereinbarungen überprüfen und Änderungen durch Konsens annehmen, sofern in der Geschäftsordnung nichts anderes vorgesehen ist. Sie können auch die Geschäftsordnung und die Finanzregeln durch Konsens ändern.

#### **Artikel 23 Außerordentliche Tagungen**

Eine außerordentliche Tagung der Vertragsparteien

- i) findet statt, wenn dies von der Mehrheit der auf einer Tagung anwesenden und abstimmenden Vertragsparteien vereinbart wird, wobei Enthaltungen als abgegebene Stimmen gelten,
- ii) findet statt auf schriftliches Ersuchen einer Vertragspartei innerhalb von sechs Monaten, nachdem dieses Ersuchen den Vertragsparteien übermittelt wurde und bei dem in Artikel 28 bezeichneten Sekretariat die Notifikation eingegangen ist, dass das Ersuchen von der Mehrheit der Vertragsparteien unterstützt wird.

#### **Artikel 24 Teilnahme**

(1) Jede Vertragspartei nimmt an den Tagungen der Vertragsparteien teil; sie ist durch einen Delegierten und so viele Vertreter, Sachverständige und Berater vertreten, wie sie für erforderlich hält.

(2) die Vertragsparteien können durch Konsens jede zwischenstaatliche Organisation, die für die durch dieses Übereinkommen erfaßten Angelegenheiten zuständig ist, zur Teilnahme als Beobachter an jeder Tagung oder an einzelnen Sitzungen einer Tagung einladen. Von den Beobachtern wird verlangt, zuvor die Bestimmungen des Artikel 27 schriftlich anzuerkennen.

#### **Artikel 25 Zusammenfassende Berichte**

Die Vertragsparteien nehmen durch Konsens ein Dokument an, das die auf einer Tagung erörterten Fragen und gezogenen Schlußfolgerungen enthält, und machen es der Öffentlichkeit zugänglich.

#### **Artikel 26 Sprachen**

(1) Die Sprachen auf den Tagungen der Vertragsparteien sind Arabisch, Chinesisch, Englisch, Französisch, Russisch und Spanisch, sofern in der Geschäftsordnung nichts anderes vorgesehen ist.

2. Reports submitted pursuant to Article 5 shall be prepared in the national language of the submitting Contracting Party or in a single designated language to be agreed in the Rules of Procedure. Should the report be submitted in a national language other than the designated language, a translation of the report into the designated language shall be provided by the Contracting Party.

3. Notwithstanding the provisions of paragraph 2, if compensated, the secretariat will assume the translation into the designated language of reports submitted in any other language of the meeting.

#### **ARTICLE 27 CONFIDENTIALITY**

1. The provisions of this Convention shall not affect the rights and obligations of the Contracting Parties under their law to protect information from disclosure. For the purposes of this Article, "information" includes, inter alia, (i) personal data; (ii) information protected by intellectual property rights or by industrial or commercial confidentiality; and (iii) information relating to national security or to the physical protection of nuclear materials or nuclear installations.

2. When, in the context of this Convention, a Contracting Party provides information identified by it as protected as described in paragraph 1, such information shall be used only for the purposes for which it has been provided and its confidentiality shall be respected.

3. The content of the debates during the reviewing of the reports by the Contracting Parties at each meeting shall be confidential.

#### **ARTICLE 28 SECRETARIAT**

1. The International Atomic Energy Agency, (hereinafter referred to as the "Agency") shall provide the secretariat for the meetings of the Contracting Parties.

2. The secretariat shall:

i) convene, prepare and service the meetings of the Contracting Parties;

ii) transmit to the Contracting Parties information received or prepared in accordance with the provisions of this Convention.

The costs incurred by the Agency in carrying out the functions referred to in sub-paragraphs i) and (ii) above shall be borne by the Agency as part of its regular budget.

(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.

(2) Stellt eine Vertragspartei im Zusammenhang mit diesem Übereinkommen Informationen zur Verfügung, die sie nach der Beschreibung im Absatz 1 als geschützte Informationen eingestuft hat, so werden diese ausschließlich für die Zwecke verwendet, für die sie zur Verfügung gestellt wurden; die Vertraulichkeit dieser Informationen ist zu wahren.

(3) Der Inhalt der Debatten während der Überprüfung der Berichte durch die Vertragsparteien auf jeder Tagung ist vertraulich.

#### **Artikel 28 Sekretariat**

(1) Die Internationale Atomenergie-Organisation (im folgenden als „Organisation“ bezeichnet) stellt für die Tagungen der Vertragsparteien das Sekretariat zur Verfügung.

(2) Das Sekretariat

i) beruft die Tagungen der Vertragsparteien ein, bereitet sie vor und stellt auf den Tagungen die Dienstleistungen zur Verfügung;

ii) übermittelt den Vertragsparteien die aufgrund dieses Übereinkommens eingegangenen oder vorbereiteten Informationen.

Die der Organisation durch die unter den Ziffern i und ii genannten Aufgaben entstandenen Kosten werden von der Organisation als Teil ihres ordentlichen Haushalts getragen.

3. The Contracting Parties may, by consensus, request the Agency to provide other services in support of meetings of the Contracting Parties. The Agency may provide such services if they can be undertaken within its programme and regular budget. Should this not be possible, the Agency may provide such services if voluntary funding is provided from another source.

(3) Die Vertragsparteien können durch Konsens die Organisation ersuchen, weitere Dienstleistungen zur Unterstützung der Tagungen der Vertragsparteien zu erbringen. Die Organisation kann solche Dienste leisten, falls diese im Rahmen ihres Programms und ihres ordentlichen Haushalts erbracht werden können. Sollte dies nicht möglich sein, kann die Organisation solche Dienstleistungen erbringen, falls freiwillige Finanzmittel aus anderen Quellen zur Verfügung gestellt werden.

## CHAPTER 4 FINAL CLAUSES AND OTHER PROVISIONS

## KAPITEL 4 SCHLUSSKLAUSELN UND SONSTIGE BESTIMMUNGEN

### ARTICLE 29 RESOLUTION OF DISAGREEMENTS

### Artikel 29 Beilegung von Meinungsverschiedenheiten

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.

Im Fall einer Meinungsverschiedenheit zwischen zwei oder mehr Vertragsparteien über die Auslegung oder Anwendung dieses Übereinkommens konsultieren die Vertragsparteien einander im Rahmen einer Tagung der Vertragsparteien zur Beilegung dieser Meinungsverschiedenheit.

### ARTICLE 30 SIGNATURE, RATIFICATION, ACCEPTANCE, APPROVAL, ACCESSION

### Artikel 30 Unterzeichnung, Ratifikation, Annahme, Genehmigung und Beitritt

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.

(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. This Convention is subject to ratification, acceptance or approval by the signatory States.

(2) Dieses Übereinkommen bedarf der Ratifikation, Annahme oder Genehmigung durch die Unterzeichnerstaaten.

3. After its entry into force, this Convention shall be open for accession by all States.

(3) Nach seinem Inkrafttreten steht dieses Übereinkommen für alle Staaten zum Beitritt offen.

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.

(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) 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

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) 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.

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.

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.

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 Überprüfungstagung oder einer außerordentlichen Tagung geprüft.

(2) Der Wortlaut jedes Änderungsvorschlags und die Begründung dafür werden dem Verwahrer vorgelegt, der den Vertragsparteien den Vorschlag umgehend bis spätestens neunzig Tage vor der Tagung, auf der er geprüft werden soll, übermittelt. Alle zu einem solchen Vorschlag eingegangenen Stellungnahmen werden den Vertragsparteien vom Verwahrer übermittelt.

(3) Die Vertragsparteien beschließen nach Prüfung der vorgeschlagenen Änderung, ob sie diese durch Konsens annehmen oder, falls ein Konsens nicht zustande kommt, ob sie sie einer Diplomatischen Konferenz vorlegen. Für den Beschluß, eine vorgeschlagene Änderung einer Diplomatischen Konferenz vorzulegen, ist die Zweidrittelmehrheit der auf der Tagung anwesenden und abstimmenden Vertragsparteien erforderlich, mit der Maßgabe, dass mindestens die Hälfte der Vertragsparteien zum Zeitpunkt der Abstimmung anwesend ist. Enthaltungen gelten als abgegebene Stimmen.

4. The Diplomatic Conference to consider and adopt amendments to this Convention shall be convened by the Depositary and held no later than one year after the appropriate decision taken in accordance with paragraph 3 of this Article. The Diplomatic Conference shall make every effort to ensure amendments are adopted by consensus. Should this not be possible, amendments shall be adopted with a two-thirds majority of all Contracting Parties.

5. Amendments to this Convention adopted pursuant to paragraphs 3 and 4 above shall be subject to ratification, acceptance, approval, or confirmation by the Contracting Parties and shall enter into force for those Contracting Parties which have ratified, accepted, approved or confirmed them on the ninetieth day after the receipt by the Depositary of the relevant instruments by at least three fourths of the Contracting Parties. For a Contracting Party which subsequently ratifies, accepts, approves or confirms the said amendments, the amendments will enter into force on the ninetieth day after that Contracting Party has deposited its relevant instrument.

#### **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.

#### **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.

(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.

#### **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.

#### **Artikel 34 Verwahrer**

(1) Der Generaldirektor der Organisation ist Verwahrer dieses Übereinkommens.

(2) Der Verwahrer unterrichtet die Vertragsparteien

- i) von der Unterzeichnung dieses Übereinkommens und der Hinterlegung der Ratifikations-, Annahme-, Genehmigungs- oder Beitrittsurkunden nach Artikel 30;
- ii) von dem Inkrafttreten dieses Übereinkommens nach Artikel 31;
- iii) von den nach Artikel 33 erfolgten Notifikationen der Kündigung dieses Übereinkommens und dem Zeitpunkt der Kündigung;
- iv) von den von Vertragsparteien vorgelegten Änderungsvorschlägen zu diesem Übereinkommen und den auf der entsprechenden Diplomatischen Konferenz oder der Tagung der Vertragsparteien angenommenen Änderungen sowie von den Inkrafttreten der betreffenden Änderungen nach Artikel 32.

**ARTICLE 35 AUTHENTIC TEXTS**

The original of this Convention of which the Arabic, Chinese, English, French, Russian and Spanish texts are equally authentic, shall be deposited with the Depositary, who shall send certified copies thereof to the Contracting Parties.

In witness whereof the undersigned, being duly authorized to that effect, have signed this Convention.

**Artikel 35 Verbindliche Wortlaute**

Die Urschrift dieses Übereinkommens, dessen arabischer, chinesischer, englischer, französischer, russischer und spanischer Wortlaut gleichermaßen verbindlich ist, wird beim Verwahrer hinterlegt; dieser übermittelt den Vertragsparteien beglaubigte Abschriften.

Zu Urkund dessen haben die hierzu gehörig befugten Unterzeichneten dieses Übereinkommen unterschrieben.

Done at Vienna on the 20<sup>th</sup> day of September 1994. Geschehen zu Wien am 20. September 1994.

„Der Staat schützt auch in Verantwortung für die künftigen Generationen die natürlichen Lebensgrundlagen ...“

Grundgesetz, Artikel 20 a

**Kontakt:**

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)

Referat Öffentlichkeitsarbeit

11055 Berlin

Fax: 030 18 305-2044

Internet: [www.bmu.de](http://www.bmu.de)

E-Mail: [service@bmu.bund.de](mailto:service@bmu.bund.de)

Titelabbildungen: Getty Images (M. Dunning); Enercon/ Block Design;

Visum (K. Sawabe); zefa; Getty Images (C. Coleman)

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 aus 100 % Altpapier.