

# Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Stand: Mai 2015

Schriften

Facharbeitskreis

Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke



Bundesamt für Strahlenschutz

**BfS-SCHR-61/16**

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokuments immer auf folgende URN:

**urn:nbn:de:0221-2016091314090**

Zur Beachtung:

BfS-Berichte und BfS-Schriften können von den Internetseiten des Bundesamtes für Strahlenschutz unter <http://www.bfs.de> kostenlos als Volltexte heruntergeladen werden.

**Salzgitter, September 2016**

# Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Stand: Mai 2015

Schriften

Facharbeitskreis

Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Dieser Bericht stellt eine Ergänzung zu den BfS-Schriften BfS-SCHR-37/05 „Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ und BfS-SCHR-38/05 „Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ vom August 2005 dar.

## ZUSAMMENFASSUNG

Grundidee der dritten Fortschreibung der zwei Fachbände zu Methoden und Daten für die PSA ist die Dokumentation der umfangreichen Erfahrungen, die seit 2005 mit den Empfehlungen in der (aufsichtlichen) Praxis gemacht werden konnten. Weiterhin sollte eine Öffnung für neue Methoden zur Analyse der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen erfolgen. Der FAK PSA hat zwischen Ende 2008 und 2013 vier Arbeitsgruppen beauftragt, die die Kapitel „PSA der Stufe 1 ausgehend vom Nichtleistungsbetrieb“, „PSA der Stufe 2 ausgehend vom Leistungsbetrieb“, „Zuverlässigkeit von Personalhandlungen“ und „Einwirkungen von außen“ mit ihren zugehörigen Anhängen zu überarbeiten. Der vorliegende Ergänzungsband enthält diejenigen Abschnitte des Methoden- und Datenbandes /MET 05/ und /DAT 05/ des Jahres 2005, an denen Änderungen, Erweiterungen und Aktualisierungen vorgenommen wurden.

Das Kapitel Personalhandlungen hat eine grundlegende Umarbeitung und Reorganisation zur Anpassung an den Stand von Wissenschaft und Technik erfahren. Ziel der Überarbeitung war, die Beschreibung der qualitativen Analyse von Personalhandlungen stark zu erweitern. Insbesondere zum Themenfeld „Aufgabenanalyse“ und „Informationssammlung“ wird nun neben umfangreichen und beispielhaften Erläuterungen auch eine konkrete methodische Hilfestellung gegeben.

Zur Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen beschränkte sich der Methodenband von 2005 auf sogenannte Methoden der ersten Generation. Mittlerweile existiert jedoch ein stabiles Gerüst von Ideen und Ansätzen zur Bewertung von Personalhandlungen mit dem Potential, die Einschränkungen von Methoden der ersten Generation zu überwinden. Daher wurde eine Reihe von Methoden der zweiten Generation in den Ergänzungsband aufgenommen. Damit wurde insbesondere eine Möglichkeit geschaffen, Entscheidungsfehler zu identifizieren und zu bewerten. Neben prospektiven probabilistischen Analysen, berücksichtigt das überarbeitete Kapitel jetzt auch retrospektive Ereignisanalysen, indem hierzu ein gemeinsamer konsistenter Rahmen aufgezeigt wird.

Die Abschnitte Hochwasser und Erdbeben berücksichtigen jetzt aktuelle regulatorische Entwicklungen, wie die neuen Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke und Erkenntnisse der RSK-SÜ.

Eine Erweiterung des Spektrums der PSA-Methoden und Daten für den Nichtleistungsbetrieb im Hinblick auf die Anwendung auf übergreifende Ereignisse und eine PSA der Stufe 2 wurde aufgrund der im Nachgang zu den Reaktorunfällen von Fukushima geänderten Situation nicht vorgenommen. Da jedoch ein erheblicher Erfahrungsrückfluss bei der Durchführung von PSA zu anlageninternen Bränden im Leistungsbetrieb und auch zu Analysen für den Nichtleistungsbetrieb (NLB) im Rahmen von Forschungsvorhaben vorliegt, wurde ein kurzer neuer Abschnitt zur Thematik Brand im NLB aufgenommen. Im vorliegenden Text wurde weiterhin darauf geachtet, dass mehr als bisher die betriebliche Praxis berücksichtigt wird.

Das Kapitel PSA der Stufe 2 und seine Anhänge im Methoden- und Datenband wurden in seiner Gesamtheit redaktionell überarbeitet. Insbesondere wurde auf eine konsequente Unterscheidung zwischen DWR und SWR geachtet.



# INHALTSVERZEICHNIS

<b>ZUSAMMENFASSUNG</b> .....	<b>3</b>
<b>INHALTSVERZEICHNIS</b> .....	<b>5</b>
<b>ABBILDUNGSVERZEICHNIS</b> .....	<b>14</b>
<b>TABELLENVERZEICHNIS</b> .....	<b>15</b>
<b>ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS</b> .....	<b>17</b>
<b>VORWORT</b> .....	<b>20</b>
<b>1 EINLEITUNG</b> .....	<b>21</b>
1.2 LITERATUR.....	23
<b>2 ERLÄUTERUNGEN</b> .....	<b>24</b>
2.1 PERSONALHANDLUNGEN (KAPITEL 3.4, MB).....	24
2.2 HOCHWASSER (KAPITEL 3.6.3, MB).....	26
2.3 ERDBEBEN (KAPITEL 3.6.4, MB).....	27
2.4 PSA DER STUFE 1 AUSGEHEND VOM NLB (KAPITEL 4, MB).....	27
2.5 PSA DER STUFE 2 AUSGEHEND VOM LEISTUNGSBETRIEB (KAPITEL 5, MB) .....	29
2.6 DATEN ZUR QUANTIFIZIERUNG DER BRANDSPEZIFISCHEN EREIGNISABLAUFDIAGRAMME (KAPITEL 6, DB).....	30
2.7 BANDBREITEN FÜR VERZWEIGUNGSWAHRSCHEINLICHKEITEN IM UAB (KAPITEL 7, DB).....	31
2.8 ANHANG D (MB): MODELLE ZUR QUANTIFIZIERUNG VON GVA.....	31
2.9 ANHANG A (DB): GENERISCHE GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN .....	31
2.10 LITERATUR.....	31
<b>3 PSA DER STUFE 1 AUSGEHEND VOM LEISTUNGSBETRIEB (MB)</b> .....	<b>33</b>
<b>3.4 PERSONALHANDLUNGEN</b> .....	<b>33</b>
3.4.1 Einführung.....	33
3.4.2 Zielsetzung HRA.....	34
3.4.3 Grundlegende Vorgehensweise .....	34
3.4.4 Konkrete Durchführung.....	35
3.4.5 Literatur.....	38
<b>3.6 EINWIRKUNGEN VON AUSSEN</b> .....	<b>39</b>
3.6.3 Hochwasser .....	39
3.6.4 Erdbeben .....	48
3.6.5 Literatur.....	56
<b>4 PSA DER STUFE 1 AUSGEHEND VOM NICHTLEISTUNGSBETRIEB (MB)</b> ..	<b>59</b>
<b>4.1 EINLEITUNG</b> .....	<b>59</b>
<b>4.2 ANLAGENSPEZIFISCHE INFORMATIONSMQUELLEN</b> .....	<b>59</b>
<b>4.3 EREIGNISABLAUFANALYSE</b> .....	<b>60</b>
4.3.1 Übersicht.....	60

4.3.2	Phasen des Nichtleistungsbetriebs und Anlagenbetriebszustände.....	60
4.3.3	Ermittlung auslösender Ereignisse .....	63
4.3.4	Ermittlung zu untersuchender auslösender Ereignisse .....	70
4.3.5	Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse .....	72
4.3.6	Ereignisablauf- und Systemanalyse .....	73
4.3.7	Kategorisierung der Endzustände .....	73
4.3.8	Mindestanforderungen an die Systemfunktionen .....	74
4.3.9	Quantitative Ergebnisse der Ereignisablauf- und Systemanalyse .....	74
<b>4.4</b>	<b>ZUVERLÄSSIGKEITSKENNGRÖSSEN .....</b>	<b>74</b>
<b>4.5</b>	<b>LITERATUR.....</b>	<b>75</b>
<b>5</b>	<b>PSA DER STUFE 2 AUSGEHEND VOM LEISTUNGSBETRIEB (MB) .....</b>	<b>76</b>
<b>5.1</b>	<b>VORBEMERKUNG .....</b>	<b>76</b>
<b>5.2</b>	<b>ÜBERGANG STUFE 1 ZU STUFE 2 .....</b>	<b>76</b>
<b>5.3</b>	<b>ERMITTLUNG DER UNFALLABLÄUFE UND ANLAGENSCHADENZUSTÄNDE .....</b>	<b>83</b>
5.3.1	Ermittlung und Festlegung der Freisetzungspfade.....	83
5.3.2	Erstellung des Unfallablaufbaums .....	84
5.3.3	Deterministische Analysen .....	87
5.3.4	Bestimmung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten des Unfallablaufbaumes.....	92
5.3.5	Rechentchnische Durchführung und Auswertung der probabilistischen Ereignisbaumanalyse .....	94
<b>5.4</b>	<b>QUELLTERMERMITTLUNG.....</b>	<b>95</b>
5.4.1	Freisetzungskategorien .....	95
5.4.2	Relevante Spaltprodukte zur Charakterisierung des Quellterms .....	96
5.4.3	Spaltproduktinventar und Charakterisierung der Spaltprodukte.....	96
5.4.4	Methoden der Quelltermmittlung .....	98
5.4.5	Wesentliche Phänomene.....	100
5.4.6	Unsicherheitsbetrachtung .....	104
<b>5.5</b>	<b>ÜBERTRAGBARKEIT DER PSA DER STUFE 2.....</b>	<b>104</b>
<b>5.6</b>	<b>DOKUMENTATION UND ERGEBNISDARSTELLUNG.....</b>	<b>105</b>
5.6.1	Dokumentation.....	105
5.6.2	Ergebnisdarstellung der PSA der Stufe 2 .....	105
<b>5.7</b>	<b>LITERATUR.....</b>	<b>107</b>
<b>6</b>	<b>DATEN ZUR QUANTIFIZIERUNG DER BRANDSPEZIFISCHEN EREIGNISABLAUF- DIAGRAMME (DB) .....</b>	<b>110</b>
<b>6.1</b>	<b>EINFÜHRUNG .....</b>	<b>110</b>
<b>6.2</b>	<b>BRANDEINTRITTSHÄUFIGKEIT .....</b>	<b>110</b>
<b>6.3</b>	<b>QUANTIFIZIERUNG DES BRANDSPEZIFISCHEN EREIGNISBAUMES.....</b>	<b>115</b>
6.3.1	Brandmeldung .....	115
6.3.2	Raumabschluss .....	118
6.3.3	Brandbekämpfung .....	121
<b>6.4</b>	<b>LITERATUR.....</b>	<b>123</b>
<b>7</b>	<b>BANDBREITEN FÜR VERZWEIGUNGSWAHRSCHEINLICHKEITEN IM UNFALLABLAUFBAUM (DB).....</b>	<b>125</b>
<b>7.1</b>	<b>VORBEMERKUNG .....</b>	<b>125</b>

<b>7.2</b>	<b>DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFES .....</b>	<b>126</b>
7.2.1	Beschreibung .....	126
7.2.2	Methoden zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeit einer Druckentlastung .....	126
7.2.3	Beispiele zur Druckentlastung des RKL beim DWR.....	128
7.2.4	Empfehlung.....	130
<b>7.3</b>	<b>RÜCKHALTUNG EINES TEILZERSTÖRTEN KERNS IN KÜHLBARER KONFIGURATION .....</b>	<b>130</b>
7.3.1	Beschreibung .....	130
7.3.2	Methode zur Ermittlung der Verzweigungswahrscheinlichkeit zur Kernrückhaltung im RDB .....	131
7.3.3	Beispiel für DWR .....	131
7.3.4	Beispiel für SWR.....	132
7.3.5	Empfehlung.....	132
<b>7.4</b>	<b>SCHMELZE-WASSER-WECHSELWIRKUNG .....</b>	<b>132</b>
7.4.1	Beschreibung .....	132
7.4.2	Methode zur Wahrscheinlichkeitsermittlung der Folgen einer Dampfexplosion.....	133
7.4.3	Beispiele .....	133
7.4.4	Empfehlungen.....	136
<b>7.5</b>	<b>WASSERSTOFFVERBRENNUNG .....</b>	<b>136</b>
7.5.1	Beschreibung .....	136
7.5.2	Methode zur Ermittlung der SHB-Reaktion auf H <sub>2</sub> -Verbrennung .....	137
7.5.3	Beispiel zur Ermittlung der Menge des Wasserstoffs.....	137
7.5.4	Beispiel zur Ermittlung von Zündquellen und Zündwahrscheinlichkeiten .....	138
7.5.5	Beispiel zur Ermittlung der Verbrennungslasten .....	139
7.5.6	Empfehlung.....	141
<b>7.6</b>	<b>VERSAGEN DES RDB UNTER HOHEM PRIMÄRKREIS-DRUCK.....</b>	<b>141</b>
7.6.1	Beschreibung .....	141
7.6.2	Methoden zur Beschreibung der Phänomene beim Hochdruckversagen des RDB .....	142
7.6.3	Beispiele .....	143
7.6.4	Empfehlung.....	145
<b>7.7</b>	<b>KÜHLBARKEIT VON WASSERÜBERDECKTEN KERNMATERIALIEN .....</b>	<b>146</b>
7.7.1	Beschreibung .....	146
7.7.2	Methode zur Bewertung der Kühlbarkeit .....	146
7.7.3	Beispiel .....	147
7.7.4	Empfehlung.....	147
<b>7.8</b>	<b>KERNMATERIAL-BETON-WECHSELWIRKUNG .....</b>	<b>147</b>
7.8.1	Beschreibung .....	147
7.8.2	Methode zur Bewertung der Schmelze-Beton-Wechselwirkung .....	148
7.8.3	Beispiel .....	148
7.8.4	Empfehlungen.....	149
<b>7.9</b>	<b>DRUCKAUFBAU IM SHB .....</b>	<b>149</b>
7.9.1	Beschreibung .....	149
7.9.2	Methode .....	149
7.9.3	Beispiele für Konvoi .....	150
7.9.4	Empfehlung.....	151
<b>7.10</b>	<b>LITERATUR.....</b>	<b>151</b>

<b>ANHANG A: GENERISCHE GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN (DB)</b> .....	<b>154</b>
<b>TABELLENVERZEICHNIS</b> .....	<b>154</b>
<b>A 1 VORGEHENSWEISE BEI DEN BERECHNUNGEN</b> .....	<b>160</b>
A 1.1 VERWENDETE PROGRAMME .....	160
A 1.2 GVA-QUELLEN UND GVA-EREIGNISSE.....	160
A 1.3 EREIGNISSEZIFISCHE BEWERTUNGSRANDBEDINGUNGEN .....	160
A 1.4 ERGEBNISDARSTELLUNG .....	164
<b>A 2 ERGEBNISSE FÜR BESTIMMTE KOMPONENTEN</b> .....	<b>165</b>
<b>A 2.1 ABSPERRSCHIEBER (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), ÖFFNET NICHT</b> .....	<b>165</b>
A 2.1.1 Komponentenpopulation.....	165
A 2.1.2 Ausgewertete Quellen .....	165
A 2.1.3 Ereignisse und Randbedingungen .....	165
A 2.1.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	166
<b>A 2.2 ABSPERRSCHIEBER (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), SCHLIESST NICHT</b> .....	<b>169</b>
A 2.2.1 Komponentenpopulation.....	169
A 2.2.2 Ausgewertete Quellen .....	169
A 2.2.3 Ereignisse und Randbedingungen .....	169
A 2.2.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	170
<b>A 2.3 ABSPERRVENTIL (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), ÖFFNET NICHT</b> .....	<b>172</b>
A 2.3.1 Komponentenpopulation.....	172
A 2.3.2 Ausgewertete Quellen .....	172
A 2.3.3 Ereignisse und Randbedingungen .....	172
A 2.3.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	173
<b>A 2.4 ABSPERRVENTIL (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), SCHLIESST NICHT</b> .....	<b>175</b>
A 2.4.1 Komponentenpopulation.....	175
A 2.4.2 Ausgewertete Quellen .....	175
A 2.4.3 Ereignisse und Randbedingungen .....	176
A 2.4.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	176
<b>A 2.5 ABSPERRVENTIL (DAMPFFÜHRENDE SYSTEME), ÖFFNET NICHT</b> .....	<b>178</b>
A 2.5.1 Komponentenpopulation.....	178
A 2.5.2 Ausgewertete Quellen .....	179
A 2.5.3 Ereignisse und Randbedingungen .....	179
A 2.5.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	179
<b>A 2.6 ABSPERRKLAPPE (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), ÖFFNET NICHT</b> .....	<b>181</b>
A 2.6.1 Komponentenpopulation.....	181
A 2.6.2 Ausgewertete Quellen .....	182
A 2.6.3 Ereignisse und Randbedingungen .....	182
A 2.6.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	182
<b>A 2.7 ABSPERRKLAPPE (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), SCHLIESST NICHT</b> .....	<b>185</b>
A 2.7.1 Komponentenpopulation.....	185
A 2.7.2 Ausgewertete Quellen .....	185
A 2.7.3 Ereignisse und Randbedingungen .....	185
A 2.7.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	185

<b>A 2.8</b>	<b>REGELVENTIL, ÖFFNET ODER SCHLIESST NICHT .....</b>	<b>188</b>
A 2.8.1	Komponentenpopulation.....	188
A 2.8.2	Ausgewertete Quellen .....	188
A 2.8.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	188
A 2.8.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	188
<b>A 2.9</b>	<b>REGELVENTIL, REGELT NICHT / ÖFFNET ODER SCHLIESST NICHT .....</b>	<b>191</b>
A 2.9.1	Komponentenpopulation.....	191
A 2.9.2	Ausgewertete Quellen .....	191
A 2.9.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	191
A 2.9.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	191
<b>A 2.10</b>	<b>FRISCHDAMPF-ABBLASEREGELVENTIL, ÖFFNET NICHT .....</b>	<b>194</b>
A 2.10.1	Komponentenpopulation.....	194
A 2.10.2	Ausgewertete Quellen .....	194
A 2.10.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	194
A 2.10.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	194
<b>A 2.11</b>	<b>SICHERHEITSVENTIL (EIGENMEDIUMBETÄTIGT), ÖFFNET NICHT .....</b>	<b>195</b>
A 2.11.1	Komponentenpopulation.....	195
A 2.11.2	Ausgewertete Quellen .....	195
A 2.11.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	195
A 2.11.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	195
<b>A 2.12</b>	<b>SICHERHEITSVENTIL (EIGENMEDIUMBETÄTIGT), SCHLIESST NICHT .....</b>	<b>195</b>
A 2.12.1	Komponentenpopulation.....	195
A 2.12.2	Ausgewertete Quellen .....	196
A 2.12.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	196
A 2.12.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	196
<b>A 2.13</b>	<b>VORSTEUERVENTIL (FEDERBELASTET), ÖFFNET NICHT .....</b>	<b>196</b>
A 2.13.1	Komponentenpopulation.....	196
A 2.13.2	Ausgewertete Quellen .....	196
A 2.13.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	196
A 2.13.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	197
<b>A 2.14</b>	<b>VORSTEUERVENTIL (FEDERBELASTET), SCHLIESST NICHT .....</b>	<b>199</b>
A 2.14.1	Komponentenpopulation.....	199
A 2.14.2	Ausgewertete Quellen .....	199
A 2.14.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	200
A 2.14.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	200
<b>A 2.15</b>	<b>VORSTEUERVENTIL (MAGNETBETÄTIGT), ÖFFNET NICHT .....</b>	<b>202</b>
A 2.15.1	Komponentenpopulation.....	202
A 2.15.2	Ausgewertete Quellen .....	202
A 2.15.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	203
A 2.15.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	204
<b>A 2.16</b>	<b>VORSTEUERVENTIL (MAGNETBETÄTIGT), SCHLIESST NICHT .....</b>	<b>210</b>
A 2.16.1	Komponentenpopulation.....	210
A 2.16.2	Ausgewertete Quellen .....	210
A 2.16.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	210
A 2.16.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	210

<b>A 2.17</b>	<b>RÜCKSCHLAGVENTIL, SCHLIESST NICHT</b> .....	<b>213</b>
A 2.17.1	Komponentenpopulation .....	213
A 2.17.2	Ausgewertete Quellen .....	213
A 2.17.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	213
A 2.17.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	213
<b>A 2.18</b>	<b>RÜCKSCHLAGVENTIL, ÖFFNET NICHT</b> .....	<b>216</b>
A 2.18.1	Komponentenpopulation .....	216
A 2.18.2	Ausgewertete Quellen .....	216
A 2.18.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	216
A 2.18.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	216
<b>A 2.19</b>	<b>RÜCKSCHLAGVENTIL (ABSPERRBAR), SCHLIESST NICHT MIT MOTOR</b> .....	<b>219</b>
A 2.19.1	Komponentenpopulation .....	219
A 2.19.2	Ausgewertete Quellen .....	219
A 2.19.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	219
A 2.19.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	219
<b>A 2.20</b>	<b>RÜCKSCHLAGVENTIL (ABSPERRBAR), ÖFFNET NICHT</b> .....	<b>222</b>
A 2.20.1	Komponentenpopulation .....	222
A 2.20.2	Ausgewertete Quellen .....	222
A 2.20.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	222
A 2.20.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	222
<b>A 2.21</b>	<b>RÜCKSCHLAGKLAPPE, SCHLIESST NICHT</b> .....	<b>225</b>
A 2.21.1	Komponentenpopulation .....	225
A 2.21.2	Ausgewertete Quellen .....	225
A 2.21.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	225
A 2.21.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	225
<b>A 2.22</b>	<b>RÜCKSCHLAGKLAPPE, ÖFFNET NICHT</b> .....	<b>228</b>
A 2.22.1	Komponentenpopulation .....	228
A 2.22.2	Ausgewertete Quellen .....	228
A 2.22.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	228
A 2.22.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	228
<b>A 2.23</b>	<b>WÄRMETAUSCHER, KEINE WÄRMEÜBERTRAGUNG</b> .....	<b>231</b>
A 2.23.1	Komponentenpopulation .....	231
A 2.23.2	Ausgewertete Quellen .....	231
A 2.23.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	231
A 2.23.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	231
<b>A 2.24</b>	<b>VENTILATOR, STARTET NICHT</b> .....	<b>234</b>
A 2.24.1	Komponentenpopulation .....	234
A 2.24.2	Ausgewertete Quellen .....	234
A 2.24.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	234
A 2.24.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	234
<b>A 2.25</b>	<b>VENTILATOR, BETRIEBSVERSAGEN</b> .....	<b>237</b>
A 2.25.1	Komponentenpopulation .....	237
A 2.25.2	Ausgewertete Quellen .....	237
A 2.25.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	237
A 2.25.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	237

<b>A 2.26</b>	<b>KREISELPUMPE, STARTET NICHT</b> .....	<b>238</b>
A 2.26.1	Komponentenpopulation .....	238
A 2.26.2	Ausgewertete Quellen .....	238
A 2.26.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	238
A 2.26.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	239
<b>A 2.27</b>	<b>KREISELPUMPE, BETRIEBSVERSAGEN</b> .....	<b>241</b>
A 2.27.1	Komponentenpopulation .....	241
A 2.27.2	Ausgewertete Quellen .....	242
A 2.27.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	242
A 2.27.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	242
<b>A 2.28</b>	<b>DIESELAGGREGAT, STARTET NICHT</b> .....	<b>243</b>
A 2.28.1	Komponentenpopulation .....	243
A 2.28.2	Ausgewertete Quellen .....	243
A 2.28.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	243
A 2.28.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	244
<b>A 2.29</b>	<b>DIESELAGGREGAT, BETRIEBSVERSAGEN</b> .....	<b>246</b>
A 2.29.1	Komponentenpopulation .....	246
A 2.29.2	Ausgewertete Quellen .....	246
A 2.29.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	246
A 2.29.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	247
<b>A 2.30</b>	<b>MESSROHRLEITUNG, VERSTOPFUNG</b> .....	<b>247</b>
A 2.30.1	Komponentenpopulation .....	247
A 2.30.2	Ausgewertete Quellen .....	247
A 2.30.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	248
A 2.30.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	248
<b>A 2.31</b>	<b>DRUCKMESSUMFORMER, FALSCHES AUSGANGSSIGNAL</b> .....	<b>252</b>
A 2.31.1	Komponentenpopulation .....	252
A 2.31.2	Ausgewertete Quellen .....	252
A 2.31.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	252
A 2.31.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	252
<b>A 2.32</b>	<b>BATTERIE, KEINE SPANNUNG</b> .....	<b>256</b>
A 2.32.1	Komponentenpopulation .....	256
A 2.32.2	Ausgewertete Quellen .....	256
A 2.32.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	256
A 2.32.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	257
<b>A 2.33</b>	<b>RELAIS, SCHALTET NICHT</b> .....	<b>258</b>
A 2.33.1	Komponentenpopulation .....	258
A 2.33.2	Ausgewertete Quellen .....	258
A 2.33.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	258
A 2.33.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	259
<b>A 2.34</b>	<b>GRENZWERTGEBER, SCHALTET NICHT</b> .....	<b>263</b>
A 2.34.1	Komponentenpopulation .....	263
A 2.34.2	Ausgewertete Quellen .....	263
A 2.34.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	263
A 2.34.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	263

<b>A 2.35</b>	<b>LEISTUNGSSCHALTER, SCHALTET NICHT</b> .....	<b>267</b>
A 2.35.1	Komponentenpopulation .....	267
A 2.35.2	Ausgewertete Quellen .....	267
A 2.35.3	Ereignisse und Randbedingungen .....	267
A 2.35.4	GVA-Wahrscheinlichkeiten .....	268
<b>LITERATUR</b>	.....	<b>270</b>
<b>ANHANG D: MODELLE ZUR QUANTIFIZIERUNG VON GVA (MB)</b> .....		<b>271</b>
<b>D 1</b>	<b>MODELLE ZUR QUANTIFIZIERUNG VON GVA</b> .....	<b>271</b>
<b>D 2</b>	<b>BESCHREIBUNG DES KOPPLUNGSMODELLS</b> .....	<b>273</b>
<b>D 2.1</b>	<b>GRUNDLAGEN DES MODELLS</b> .....	<b>273</b>
D 2.1.1	Populationsbildung .....	273
D 2.1.2	Eingangsgrößen .....	273
<b>D 2.2</b>	<b>GLEICHUNGEN ZUR BERECHNUNG VON GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN</b> .....	<b>275</b>
<b>D 2.3</b>	<b>BERÜCKSICHTIGUNG VON UNSICHERHEITEN</b> .....	<b>275</b>
D 2.3.1	Statistische Unsicherheiten .....	276
D 2.3.2	Interpretationsunsicherheiten .....	276
D 2.3.3	Voreinstellung der subjektiven Wahrscheinlichkeiten zu den Interpretationsalternativen .....	278
D 2.3.4	Berücksichtigung unterschiedlicher Expertenschätzungen .....	279
D 2.3.5	Berücksichtigung der verbleibenden Unsicherheitsquellen .....	280
<b>D 2.4</b>	<b>BERECHNUNG VON GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN</b> .....	<b>281</b>
<b>D 3</b>	<b>LITERATUR</b> .....	<b>282</b>
<b>ANHANG E: PERSONALHANDLUNGEN (MB)</b> .....		<b>283</b>
<b>E 1</b>	<b>EINFÜHRUNG</b> .....	<b>283</b>
<b>E 2</b>	<b>QUALITATIVE ANALYSE UND BEWERTUNG</b> .....	<b>283</b>
<b>E 2.1</b>	<b>ZIELSETZUNG</b> .....	<b>283</b>
<b>E 2.2</b>	<b>FELDSTUDIEN</b> .....	<b>283</b>
<b>E 2.3</b>	<b>AUFGABENANALYSE</b> .....	<b>284</b>
E 2.3.1	Informationssammlung .....	291
E 2.3.2	Analyse der Abläufe, konkreten Handlungen und Maßnahmen .....	293
<b>E 3</b>	<b>METHODISCHE ANSÄTZE</b> .....	<b>301</b>
<b>E 4</b>	<b>EXEMPLARISCHE ANALYSEBEISPIELE</b> .....	<b>310</b>
<b>E 4.1</b>	<b>ANALYSEBEISPIEL FÜR EINE BEWERTUNG MIT METHODEN DER ERSTEN GENERATION: DAMPFERZEUGER-HEIZROHRBRUCH</b> .....	<b>310</b>
<b>E 4.2</b>	<b>NUTZUNG RETROSPEKTIVER ERKENNTNISSE FÜR DIE PROSPEKTIVE ANALYSE</b> .....	<b>319</b>
<b>E 5</b>	<b>ÜBERGEORDNETE ALLGEMEINE BEGRIFFLICHKEITEN UND DEFINITIONEN</b> .....	<b>324</b>
<b>E 6</b>	<b>LITERATUR</b> .....	<b>326</b>

<b>ANHANG F:</b>	<b>EXEMPLARISCHE DARSTELLUNG VON SICHERHEITSRESERVE- FAKTOREN UND IHRER ERMITTLUNG (MB) .....</b>	<b>330</b>
<b>F 1</b>	<b>SICHERHEITSRESERVEFAKTOR DER BAUWERKSSTRUKTUR.....</b>	<b>330</b>
<b>F 2</b>	<b>SICHERHEITSRESERVEFAKTOR DER KOMPONENTEN UND EINRICHTUNGEN .....</b>	<b>338</b>
<b>F 3</b>	<b>LITERATUR.....</b>	<b>343</b>

## ABBILDUNGSVERZEICHNIS

Abbildung 3-9:	Ereignisablaufbetrachtungen zu „Hochwasser“ für Kernkraftwerke.....	46
Abbildung 4:	Versagenskurve für eine hypothetische Komponente /Abb. 4 nach /HOF 96/ (HCLFP: High Confidence-Low-Probability-of-Failure). ....	53
Abbildung 4-1:	Screening-Analyse zur Ermittlung der Ergebnisrelevanz fehlerhafter Personalhandlungen vor Ereigniseintritt .....	68
Abbildung 5-1:	Freisetzungspfade (A - I) in die Umgebung am Beispiel eines DWR /GRS 01/ .....	84
Abbildung 6-1:	Beispielhafter Fehlerbaum für Funktionsausfälle einer Brandmeldeanlage /FOR 14/.....	118
Abbildung 6-2:	Generischer Fehlerbaum für den Ausfall von Brandschutzklappen /FOR 14/ .....	120
Abbildung 7-1:	Versagenszeit als Funktion der Spannung für verschiedene Temperaturen .....	129
Abbildung 7-2:	Wahrscheinlichkeit der Wiederkühlbarkeit eines teilzerstörten Kerns in Abhängigkeit des Zerstörungsgrades des Kerns beim Bespeisungsbeginn.....	132
Abbildung 7-3:	Einwirkung auf den SHB durch RDB-Versagen bei 160 bar .....	144
Abbildung 7-4:	Druckaufbau im SHB als Funktion der Zeit bei verschiedenen Szenarien für Konvoi .....	150
Abbildung E-1:	HRA-Baum für die Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“ .....	318
Abbildung F-1:	Antwortspektrum-Abschwächungsfaktoren für ein ideal-elastisches/ideal-plastisches Strukturverhalten als Funktion des Plastifizierungsgrades mit der Dämpfung als Parameter (nach /CEB 93/) .....	332

## TABELLENVERZEICHNIS

Tabelle 1-1:	Zeitleiste und Sitzungstermine der Arbeitsgruppen Nichtleistungsbetrieb, Personalhandlungen, Stufe 2, Einwirkungen von außen.....	22
Tabelle 3-8:	Gestaffelte Nachweisführung für das Ereignis Hochwasser.....	41
Tabelle 3-10:	Gestaffelte Nachweisführung für das Ereignis Erdbeben.....	50
Tabelle 4-1:	Beispielhafte Einteilung in Phasen und ABZ beim Abfahren, Brennelementwechsel und Wiederanfahren eines DWR .....	61
Tabelle 4-2:	Beispielhafte Einteilung in Phasen und ABZ beim Abfahren, Brennelement-Wechsel und Wiederanfahren eines SWR.....	62
Tabelle 4-3:	Beispielhafte Zuordnung möglicher auslösender Ereignisse zu ABZ (DWR).....	64
Tabelle 4-4:	Beispielhafte Zuordnung möglicher auslösender Ereignisse zu ABZ (SWR).....	65
Tabelle 4-5:	Beispielhafte Auflistung von Hauptschritten bzw. -inhalten einer repräsentativen Revision (DWR und SWR).....	69
Tabelle 5-1:	Für die Ereignisbaumanalyse der Stufe 2 der PSA relevante Merkmale, die in der Stufe 1 ermittelt werden können (DWR) und Erläuterung der Merkmale (kursiv) .....	77
Tabelle 5-2:	Für die Ereignisbaumanalyse der Stufe 2 der PSA benötigte Merkmale zur Charakterisierung der Kernschadenzustände (SWR) und Erläuterung der Merkmale (kursiv) .....	80
Tabelle 5-3:	Wahrscheinlichkeiten für subjektive Bewertungen in Anlehnung an /IAEA 95/.....	93
Tabelle 5-4:	Beispielhafte Auflistung des Inventars relevanter Spaltprodukte in Bq pro Mg U für verschiedene Zeitpunkte; Randbedingung: DWR, Leistung: 48,16 MW/t U, Abbrand: 46428 MWd/t U. ....	97
Tabelle 5-5:	Thermische Eigenschaften einiger Spaltprodukte (aus /IAEA 95/) .....	97
Tabelle 5-6:	Beispiele für Freisetzungskategorien und zugeordnetem Quellterm für eine DWR-Anlage (Konvoi) nach /GRS 01/.....	99
Tabelle 5-7:	Beispiele für Freisetzungskategorien und zugeordnetem Quellterm für eine SWR-Anlage nach /KER 98/.....	100
Tabelle 5-8:	Relevante Temperaturen bzw. Temperaturbereiche für Reaktionen reaktortypischer Materialien und die Freisetzung von Spaltprodukten /SON 03/.....	100
Tabelle 5-9:	Beispiele für den Freisetzungsanteil von Elementen aus dem Brennstoff von Kernzerstörung bis RDB-Versagen .....	101
Tabelle 5-10:	Phebus-Experiment FPT1 Ausmaß der Rückhaltung im Testkreislauf nach /JAC 00/ .....	102
Tabelle 5-11:	Eigenschaften verschiedener Betonzusammensetzungen nach /FIN 97/.....	103
Tabelle 5-12:	Abschätzung des Anteils der Freisetzung bei anhaltender Schmelze-Beton-Wechselwirkung .....	103
Tabelle 5-13:	Typische Rückhaltefaktoren im SHB für Wasservorlagen und natürliche Prozesse .....	104
Tabelle 6-1:	Brandeintrittshäufigkeiten während des Leistungsbetriebes, zugeordnet zu Hauptzündquellen und Anlagenbereichen nach /PLC91/.....	112
Tabelle 6-2:	Brandeintrittshäufigkeiten während des Leistungsbetriebes, zugeordnet zu sonstigen Zündquellen nach /PLC 91/.....	113
Tabelle 6-3:	Kennwerte im Verfahren von Berry /BER 79/ .....	114
Tabelle 6-4:	Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Branderkennung bzw. -meldung im Anforderungsfall.....	116
Tabelle 6-5:	Ausfallraten für Komponenten der Brandmeldeanlage /FOR 14/.....	117
Tabelle 6-6:	Technische Zuverlässigkeitskenngrößen für Brandschutztüren /FOR 14/ .....	119

Tabelle 6-7:	Ausfallraten für Brandschutzklappen /FOR 14/ .....	120
Tabelle 6-8:	Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Brandlöschung im Anforderungsfall.....	122
Tabelle 6-9:	Technische Zuverlässigkeitskenngrößen für Brandbekämpfungseinrichtungen /FOR 14/ und /ROE 01/ .....	123
Tabelle 7-1:	Beispiel: Verfügbare Zeit bei einem 1300 MW <sub>e</sub> -DWR in Stunden nach dem auslösenden Ereignis für die primärseitige Druckentlastung (PDE) zur Vermeidung des RDB-Versagens bei verschiedenen Szenarien (Annahme: Begrenzung des geschmolzenen Kernanteils auf 30 %).....	128
Tabelle 7-2:	Resultate für bedingte Wahrscheinlichkeiten der verschiedenen möglichen Schäden am Reaktorkühlkreislauf (RKL).....	135
Tabelle 7-3:	SHB-Druck als Folge von Schmelze- und Wasserstoffeintrag (aus /LOE 00/).....	145
Tabellenverzeichnis (Anhang A) .....		163
Tabelle D-1:	Schädigungskategorien und Schädigungswerte .....	278
Tabelle D-2:	Berechnungsvorschriften der Elemente des Interpretationsvektors für eine Komponentengruppe mit drei Komponenten .....	278
Tabelle E-1:	Tabellarische Erfassung der zu erwartenden Handlungsabläufe nach Eintreten eines Ereignisses oder Auftreten einer Einwirkung (Aufgabenanalyse; exemplarischer Auszug für Analyse des Nachbetriebs) .....	285
Tabelle E-2:	Generische interne, das menschliche Handeln beeinflussende Faktoren (exemplarisch) .....	299
Tabelle E-3:	Generische externe, das menschliche Handeln beeinflussende Faktoren (exemplarisch) .....	300
Tabelle E-4:	Definition und Quantifizierung der Handlungsschritte nach Aufgabenanalyse der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“.....	312
Tabelle E-5:	Quantifizierung des HRA-Baumes nach Abbildung E-1 und Tabelle E-4.....	318
Tabelle E-7:	Unterschiede in den zu berücksichtigenden Fehlermechanismen bei Heranziehen von CAHR /STR 05/ im Vergleich zu THERP /SWA 83/.....	321
Tabelle E-8:	Begriffsdefinitionen .....	324
Tabelle F-1:	Abschwächungsfaktoren in Abhängigkeit von der Dämpfung und dem Plastifizierungsgrad.....	333
Tabelle F-2:	Vergleich der Dämpfungswerte für verschiedene Komponenten .....	342

## ABKÜRZUNGSVERZEICHNIS

Nicht aufgenommen sind chemische Symbole sowie Namen von Programm-Codes, Programmpaketen sowie Versuchsreihen.

### A

ABZ	Anlagenbetriebszustand
AHWS	Ausfall Hauptwärmesenke
AHSpW	Ausfall Hauptspeisewasser
AICC	Vollständige adiabatische isochore Verbrennung (von engl.: adiabatic isochoric complete combustion)
ASEP	eine in der HRA angewandte Methodik (von engl.: Accident Sequence Evaluation Program)
AtG	Atomgesetz
ATWS	Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (von engl.: Anticipated Transients without Scram)
AV	Abblaseventil

### B

BE	Brennelement
BFR	Mathematisches Modell für GVA-Berechnungen (von engl.: Binominal Failure Rate)
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BHB	Betriebshandbuch
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BMUB	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit
BSK	Bauteile, Systeme und Komponenten

### D

DB	Datenband
DCH	schnelle Aufheizung der Reaktorsicherheitsbehälter-Atmosphäre durch fein verteiltes Kernmaterial infolge des Reaktordruckbehälterversagens unter höherem Druck (von engl.: Direct Containment Heating)
DDT	Deflagrations-Detonations-Übergang (von engl.: Deflagration-to-Detonation Transition)
DE	Dampferzeuger
DH	Druckhalter
DK	Druckkammer
DOE	Energieministerium der USA (von engl.: Department of Energy)
DWR	Druckwasserreaktor

### E

EF	Unsicherheitsfaktor (von engl.: Error Factor)
ENSREG	European Nuclear Safety Regulators Group
EPR	Europäischer Druckwasser-Reaktor (von engl.: European Pressurized Water Reactor)
EPRI	Forschungsinstitut der US-amerikanischen Energie-Versorgungs-Unternehmen (von engl.: Electric Power Research Institute)
EVA	Einwirkungen von außen

**F**

FAK PSA	Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse
FD	Frischdampf
FDU	Frischdampf-Umleitstation

**G**

GBW	Gebäude-Boden-Wechselwirkung
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
GVA	Gemeinsam verursachte Ausfälle

**H**

HD	Hochdruck
HKM	Hauptkühlmittel
HKMP	Haupt-Kühlmittelpumpen
HRA	Analyse menschlicher Zuverlässigkeit (von engl.: Human Reliability Analysis)
HSpW	Hauptspeisewasser
HWS	Hauptwärmesenke

**I**

IAEA	Internationale Atomenergie-Organisation (von engl.: International Atomic Energy Agency)
------	--

**K**

KK	Kondensationskammer
KKW	Kernkraftwerk
KMD	Kühlmitteldruck
KMT	Kühlmitteltemperatur
KMV	Kühlmittelverlust [-störfall]
KSZ	Kernschadenzustand
KTA	Kerntechnischer Ausschuss

**L**

LB	Leistungsbetrieb
----	------------------

**M**

MB	Methodenband
MGL	Mathematisches Modell für GVA-Berechnungen (von engl.: Multiple Greek Letters)

**N**

ND	Niederdruck
NEA	Nuklear-Energie-Agentur der OECD (von engl.: Nuclear Energy Agency)
NHB	Notfallhandbuch
NKK	Notkühlkriterien
NLB	Nichtleistungsbetrieb
NRC	US-amerikanische Aufsichtsbehörde (von engl.: Nuclear Regulatory Commission)
NWA	Nachwärmeabfuhr

**O**

OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung) (von engl.: Organization for Economic Co-operation and Development)
OKG	Oberes Kerngerüst

**P**

PH	Personalhandlung
PHB	Prüfhandbuch
PKL	Primärkreisleitung
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSGH	Probabilistische Seismische Gefährdungsanalyse
PSF	Leistungsbeeinflussender Faktor (von engl.: Performance Shaping Factor)
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung

**R**

RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktor-Schnellabschaltung
RF	Reaktorfahrer
RKL	Reaktorkühlkreislauf
RR	Ringraum
RSK	Reaktor-Sicherheitskommission

**S**

SBWW	Schmelze-Beton-Wechselwirkung
S+E	Sicherheits- und Entlastungsventil beim SWR
SHB	Sicherheitsbehälter
SiV	Sicherheitsventil
SL	Schichtleiter
SPSA	Seismische PSA
SpW	Speisewasser
SSL	Stellvertretender Schichtleiter
SÜ	Sicherheitsüberprüfung
SWR	Siedewasserreaktor

**T**

THERP	eine in der HRA angewandte Methodik (von engl.: Technique of Human Error Rate Prediction)
TUSA	Turbinen-Schnellabschaltung

**U**

UAB	Unfallablaufbaum
-----	------------------

**W**

WKP	Wiederkehrende Prüfung
-----	------------------------

## VORWORT

Der Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse (FAK PSA) ist ein vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) einberufenes und vom Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) geleitetes Gremium technischer Experten, die bei Behörden, Sachverständigenorganisationen, Herstellern, Betreibern und Beratern auf dem Gebiet der Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) tätig sind.

Der Facharbeitskreis hat zwei Fachbände mit Empfehlungen zu Methoden und Daten zur Durchführung von PSA erarbeitet, die im Jahr 1997 veröffentlicht wurden. Nicht zuletzt im Hinblick auf die Erfordernisse der Sicherheitsüberprüfung (SÜ) gemäß § 19a Atomgesetz (AtG) wurden die in der aufsichtlichen Praxis bewährten Unterlagen aus dem Jahr 1997 unter erheblicher Ausweitung des Analyseumfangs überarbeitet und aktualisiert. Für diese Bände reicht die Analysentiefe für den Leistungsbetrieb nunmehr bis zur Stufe 2, für den Nichtleistungsbetrieb (NLB) umfasst sie die Stufe 1. Es wird methodisches Werkzeug für Einwirkungen von außen (EVA) im Leistungsbetrieb nur für die PSA der Stufe 1 bereitgestellt. Die Ergebnisse dieser Überarbeitung sind in zwei Fachbänden dokumentiert, auf die im Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke (PSA-Leitfaden), ebenfalls Stand 2005, verwiesen wird.

Im Vorwort dieser Fachbände wird darauf hingewiesen, dass eine weitere Fortschreibung zur Durchführung von Methoden der PSA für Kernkraftwerke erforderlich ist. Insbesondere sollte eine erneute Aktualisierung der PSA-Fachbände nach den ersten SÜ-Projekten, bei denen diese Unterlagen volle Anwendung finden, erfolgen, damit die Erfahrungen zukünftigen Sicherheitsüberprüfungen zugute kommen. Daher wurden insgesamt drei Arbeitsgruppen zu den Themen Nichtleistungsbetrieb, PSA der Stufe 2 und Einwirkungen von außen eingerichtet, die sich mit der Anwendung der Fachbände bezüglich neuer Anforderungen beschäftigen sollen. Weiterhin wurde eine Arbeitsgruppe zum Thema Personalhandlungen eingerichtet, um dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik Rechnung zu tragen.

Da aufgrund der Änderung des AtG im Jahr 2011 nur noch für wenige Anlagen Sicherheitsüberprüfungen nach § 19a durchzuführen sind, andererseits aber bereits sehr viel Arbeit in die Überarbeitung von Kapiteln des Methoden- und Datenbandes geflossen war, hat sich der FAK PSA im Dezember 2011 dafür ausgesprochen, die begonnenen Arbeiten zu Ende zu führen, aber keine komplette Überarbeitung der bestehenden Fachbände mehr vorzunehmen, sondern die erzielten Ergebnisse in Form eines Ergänzungsbandes bereit zu stellen.

Die wesentlichen Änderungen und Ergänzungen gegenüber den Fachbänden aus dem Jahr 2005 und entsprechende Begründungen sind im Kapitel 2 des Ergänzungsbandes dargelegt.

Angesichts der Komplexität der PSA-Methodik, der sich nach wie vor vollziehenden Weiterentwicklungen insbesondere im internationalen Bereich und der unterschiedlichen Blickwinkel der verschiedenen Gruppierungen im Facharbeitskreis kann es nicht überraschen, dass es zu Teilaspekten der Methodik, des Analyseumfangs und der Analysentiefe unterschiedliche Auffassungen gibt.

# 1 EINLEITUNG

Der Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse (FAK PSA) hatte bereits im Zeitraum von 1993 bis 1996 zwei Fachbände mit Empfehlungen zu Methoden und Daten für die PSA erarbeitet, und zwischen 1999 und 2005 fortgeschrieben, auf die im behördlichen PSA-Leitfaden /LEI 05/ für die PSÜ Bezug genommen wird. Diese Beratungsergebnisse des Facharbeitskreises sind vom Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) 1996 und 2005 veröffentlicht worden (/MET 96/ und /MET 05/, /DAT 05/). Mit dem vorliegenden Ergänzungsband liegt die dritte Fortschreibung der „Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ vor, die zwischen 2008 und 2016 vom Facharbeitskreis erarbeitet worden ist.

Grundidee der dritten Fortschreibung war die Dokumentation der umfangreichen Erfahrungen, die seit 2005 mit der Anwendung der Dokumente /MET 05/ und /DAT 05/ in der (aufsichtlichen) Praxis gemacht werden konnten. Weiterhin sollte eine Öffnung für neue Methoden zur Analyse der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen erfolgen. Der FAK PSA hat zwischen Ende 2008 und 2013 vier Arbeitsgruppen beauftragt, die folgenden Kapitel mit ihren zugehörigen Anhängen zu überarbeiten:

- AG „PSA der Stufe 1 ausgehend vom Nichtleistungsbetrieb“ (AG NLB)
- AG „PSA der Stufe 2 ausgehend vom Leistungsbetrieb“ (AG Stufe 2)
- AG „Zuverlässigkeit von Personalhandlungen“ (AG PSH)
- AG „Einwirkungen von außen“ (AG EVA)

Tabelle 1-1 zeigt die Zeitleiste (Sitzungstermine) der oben genannten Arbeitsgruppen. Die halbjährlichen Sitzungstermine des FAK PSA sind hier nicht aufgeführt.

Die Beratungen haben Ende 2008 mit dem Thema Nichtleistungsbetrieb begonnen und wurden Ende 2013 mit dem Thema Einwirkungen von außen abgeschlossen. Die Zielrichtung der Überarbeitungen hat sich im Bearbeitungszeitraum geändert. Dies ist auch an der Tabelle 1-1 ablesbar: Ende 2008 verstärkten sich die Hinweise, dass eine Änderung des Atomgesetzes mit einer erheblichen Verlängerung der Laufzeiten der KKW auf den Weg gebracht werden würde. Vor diesem Hintergrund hat sich der FAK PSA entschlossen, auch eine Erweiterung der Anforderungen an den Umfang der PSA zu diskutieren. Dazu gehörten die Aspekte des Brandes im Nichtleistungsbetrieb, die Übertragbarkeit der Methodik für Analysen der Stufe 2 im Leistungsbetrieb auf den Nichtleistungsbetrieb sowie die Berücksichtigung übergreifender Einwirkungen für alle Betriebsphasen. Ein Ergebnis dieser Diskussionen ist die Aufnahme des Abschnittes 4.3.4.1 „Anlageinterner Brand im Nichtleistungsbetrieb“. Parallel wurden Beratungen zum Abschnitt 3.4 „Personalhandlungen“ und dem zugehörigen Anhang E aufgenommen. Mit den Reaktorunfällen von Fukushima und der darauffolgenden Änderung des AtG mit dem Beschluss bis Ende 2022 den Leistungsbetrieb aller verbleibenden Kernkraftwerke zu beenden, musste die Strategie der Fortschreibung mit Blick auf die Relevanz und der verbleibenden Laufzeit der Anlagen neu ausgerichtet werden. Zunächst wurde beschlossen, die Evaluation der Methoden und Daten von 2005 fortzusetzen, den Umfang der Arbeiten jedoch den veränderten Rahmenbedingungen anzupassen. So wurde z. B. beschlossen, das Kapitel 3.6 „Einwirkungen von außen“ aus zeitlichen Gründen nicht vollständig zu überarbeiten, sondern sich auf der Basis der Erkenntnisse aus den Anlagenüberprüfungen (RSK und ENSREG) auf die zentralen Themen Hochwasser und Erdbeben zu beschränken. Damit wurde insbesondere auf die Erfassung des Erfahrungsrückflusses für die Kapitel 4 und 5 des Methodenbandes und Kapitel 7 des Datenbandes von 2005 Wert gelegt.

Wie im Vorwort dargelegt, hat sich aufgrund der im Nachgang zum Unfall von Fukushima geänderten Situation der FAK PSA dafür ausgesprochen, keine komplette Überarbeitung der bestehenden Fachbände mehr vorzunehmen, sondern die erzielten Ergebnisse in Form eines Ergänzungsbandes zu dokumentieren und bereit zu stellen, der hiermit vorliegt.

In dem Zeitraum, in dem die Beratungen zur Überarbeitung stattfanden, wurden parallel vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /SiAnf/ entwickelt, woran die meisten im FAK PSA vertretenen Experten und Vertreter von Behörden direkt oder indirekt beteiligt waren. Außerdem waren diese Beteiligten in den Prozess der oben erwähnten Anlagenüberprüfungen einbezogen. Dadurch sind die Erkenntnisse aus den Anlagenüberprüfungen direkt oder indirekt in die neuen Texte eingeflossen. Die Aktivitäten des FAK PSA wurden Ende 2011 verstärkt nach einer ungefähr einjährigen Pause wieder aufgenommen, welche durch die Beanspruchung der Beteiligten mit einer Vielzahl von ad-hoc-Aufgaben im Nachgang zum Reaktorunfall von Fukushima bedingt war.

Der vorliegende Ergänzungsband enthält diejenigen Abschnitte des Methoden- und Datenbandes /MET 05/ und /DAT 05/ des Jahres 2005, an denen Änderungen, Erweiterungen und Aktualisierungen vorgenommen wurden. Die jeweiligen Abschnitte oder Kapitel sind hier in Gänze wiedergegeben, um deren Lesbarkeit zu erhalten; die Kapitel- und Abschnittsnummerierung entspricht derjenigen in /MET 05/ und /DAT 05/. Ein

Überblick über die vorgenommenen Änderungen zusammen mit Erläuterungen und Begründungen wird in Kapitel 2 des vorliegenden Bandes gegeben.

**Tabelle 1-1: Zeitleiste und Sitzungstermine der Arbeitsgruppen Nichtleistungsbetrieb, Personalhandlungen, Stufe 2, Einwirkungen von außen**

Datum	Ereignis
10.06.2008	AG NLB
26.11.2008	AG NLB
05.11.2009	AG PSH
25.02.2010	AG PSH
21.04.2010	AG Stufe 2
28.04.2010	AG NLB
17.06.2010	AG PSH
21.06.2010	AG Stufe 2
07.10.2010	AG Stufe 2
28.10.2010	AtG: Laufzeitverlängerung
29.10.2010	AG PSH
16.02.2011	AG PSH
17.02.2011	AG NLB
11.03.2011	Reaktorunfall von Fukushima
15.03.2011	Moratorium der Bundesregierung
17.03.2011	Auftrag an RSK zur SÜ der Leistungsreaktoren
24.03.2011	Ankündigung EU-Stresstest
17.05.2011	Abschlussbericht RSK SÜ zu Leistungsreaktoren
20.05.2011	AG PSH
30.05.2011	Abschlussbericht Ethikkommission
06.08.2011	AtG: Ausstieg bis Ende 2022
20.10.2011	AG PSH
20.11.2011	AG PSH
24.11.2011	AG Stufe 2
31.12.2011	Abschlussbericht EU-Stresstest
01.03.2012	AG PSH
19.09.2012	AG Stufe 2
20.11.2012	Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke
29.11.2012	AG EVA
13.12.2012	AG PSH
17.01.2013	AG Stufe 2
31.01.2013	AG EVA
25.04.2013	AG PSH
26.06.2013	AG EVA
31.12.2015	Abschaltung Kernkraftwerk Grafenrheinfeld
31.10.2016	SÜ Brokdorf
31.12.2017	Abschaltung Kernkraftwerk Gundremmingen B
31.12.2017	SÜ Gundremmingen C
31.12.2019	Abschaltung Kernkraftwerk Philippsburg 2
31.12.2021	Abschaltung Kernkraftwerke Grohnde, Gundremmingen C und Brokdorf
31.12.2022	Abschaltung Kernkraftwerke Isar 2, Emsland und Neckarwestheim 2

## 1.2 LITERATUR

- /MET 96/ Bundesamt für Strahlenschutz, Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-KT-16/97, Salzgitter, Dezember 1996.
- /MET 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS\_SCHR-37/05, Salzgitter, Oktober 2005.
- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-SCHR-38/05, Salzgitter, Oktober 2005.
- /LEI 05/ Leitfaden zur Durchführung der Sicherheitsüberprüfung gemäß §19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland vom 30.8.2005, BAnz. 2005, Nr. 207.
- /SiAnf/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bekanntmachung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ vom 22. November 2012, veröffentlicht am 24. Januar 2013, BAnz AT 24.01.2013 B3.

## 2 ERLÄUTERUNGEN

In den folgenden Kapiteln und Abschnitten werden die Änderungen und Ergänzungen, die an den einzelnen Kapiteln des Methoden- und Datenbandes /MET 05/ und /DAT 05/ gegenüber der Fassung von 2005 vorgenommenen wurden, kurz erläutert.

### 2.1 PERSONALHANDLUNGEN (KAPITEL 3.4, MB)

Das Kapitel 3.4 „Personalhandlungen“ und der zugehörige Anhang E haben eine grundlegende Umarbeitung und Reorganisation zur Anpassung an den Stand von Wissenschaft und Technik erfahren. Ziel der Überarbeitung war, den folgenden drei übergeordneten Aspekten Rechnung zu tragen:

- Entsprechend einem vielfach aus dem Nutzerkreis des Methodenbandes geäußerten Wunsch wurde die Beschreibung der qualitativen Analyse von Personalhandlungen stark erweitert. Insbesondere zum Themenfeld „Aufgabenanalyse“ und „Informationssammlung“ wird nun neben umfangreichen und beispielhaften Erläuterungen auch eine konkrete methodische Hilfestellung gegeben.
- Zur Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen beschränkte sich der Methodenband von 2005 auf sogenannte Methoden der ersten Generation, hier insbesondere die Methode THERP. Die Methoden der ersten Generation gehen von den systemtechnischen Erfordernissen an das handelnde Personal aus und quantifizieren die Zuverlässigkeit von komplexen Handlungen durch Zerlegung in Teilhandlungen („Dekompositionsansatz“), womit in erster Linie Auslassungsfehler bewertet werden können. Ein Kognitionsmodell zur Bewertung des Einflusses des Kontextes, in dem die Handlungen vorgenommen werden, sowie Möglichkeiten zur Identifikation und Bewertung von Entscheidungsfehlern (auch für sogenannte „Errors of Commission“: die Auswirkung der getroffenen Maßnahme ist ungünstiger als wäre sie unterblieben) beinhalten sie nicht. Mittlerweile existiert jedoch ein stabiles Gerüst von Ideen und Ansätzen zur Bewertung von Personalhandlungen mit dem Potential, die Einschränkungen von Methoden der ersten Generation zu überwinden. Diese Ideen und Ansätze manifestieren sich in einer Reihe von sogenannten Methoden der zweiten Generation. Um in Ergänzung zu THERP für die Bereiche, die nicht durch THERP abgedeckt werden können, diesen neueren methodischen Ansätzen Rechnung zu tragen und die Einschränkungen der Methoden der ersten Generation zu überwinden, wurde eine Reihe von Methoden der zweiten Generation aufgenommen. Damit wurde insbesondere eine Möglichkeit geschaffen, Entscheidungsfehler zu identifizieren und zu bewerten.
- Neben prospektiven probabilistischen Analysen, wie sie typischerweise im Rahmen von Sicherheitsanalysen nach § 19a AtG oder zur Bewertung von Änderungen an Anlagen oder ihrer Betriebsweise durchgeführt werden, berücksichtigt das überarbeitete Kapitel 3.4 und der Anhang E auch retrospektive Ereignisanalysen und insbesondere die Nutzung von in der Betriebserfahrung aufgetretenen Fehlermechanismen zur qualitativen Analyse von Personalhandlungen, indem hierzu ein gemeinsamer konsistenter Rahmen aufgezeigt wird.

#### Zu Kapitel 3.4

Um die drei genannten Aspekte zu berücksichtigen wurde der Text des Kapitels 3.4 im Hauptteil des Methodenbandes fast vollständig neu gefasst. Die konkreten methodischen Hilfestellungen und Beispiele befinden sich nach wie vor im Anhang E.

#### Zu Abschnitt 3.4.1 „Einführung“

Dieser Abschnitt ersetzt den alten Abschnitt 3.4.1 „Aufgabenstellung“; er gibt eine Einführung in die Thematik der probabilistischen Analyse von Personalhandlungen. Der alte Abschnitt 3.4.1 beinhaltete eine ausführliche Erläuterung der Kategorien (A), (B) und (C) von Personalhandlungen, die im neuen Abschnitt auf das Wesentliche gekürzt wurde. Die Aufteilung der Handlungskategorie (C) in die Unterkategorien (C1), (C2) und (C3) gemäß /IAEA 95/ wurde nicht übernommen, da sie nach heutigem Stand als zu einschränkend und nicht abdeckend empfunden wurde.

#### Zu Abschnitt 3.4.2 „Zielsetzung HRA“

Der alte Abschnitt 3.4.2 „Klassifizierung von Verhaltensebenen“ ist entfallen, da sein Blickwinkel auf HRA-Methoden der ersten Generation („Mensch als Systemkomponente“) beschränkt war. Im neuen Abschnitt 3.4.2 „Zielsetzung HRA“ wird ausführlich auf die erweiterte Perspektive neuerer HRA-Methoden eingegangen, diese Aspekte sind auch bereits im neuen Abschnitt 3.4.1 „Einführung“ berücksichtigt.

### **Zu Abschnitt 3.4.3 „Grundlegende Vorgehensweise“**

Im neuen Abschnitt 3.4.3 wird auf den Aspekt retrospektiver Analysen eingegangen und erläutert, warum diese im Idealfall auf derselben theoretischen und empirischen Basis wie prospektive Analysen beruhen sollten. Der Aspekt Daten zur menschlichen Zuverlässigkeit wird behandelt, und es wird auf Ergebnisse neuerer Vorhaben zur Erhebung von Daten zur menschlichen Zuverlässigkeit auf der Basis der deutschen Betriebserfahrung verwiesen. Der alte Abschnitt 3.4.3 „Methodik zur Quantifizierung“ geht im neuen Abschnitt 3.4.4 auf.

### **Zu Abschnitt 3.4.4 „Konkrete Durchführung“**

Im neu aufgenommenen Abschnitt 3.4.4, der den alten Abschnitt 3.4.3 „Methodik zur Quantifizierung“ (der im Wesentlichen nur ein Verweis auf Anhang E war) ersetzt, wird bereits an dieser Stelle eine überblicksartige Beschreibung der bei einer Zuverlässigkeitsanalyse von Personalhandlungen durchzuführenden wesentlichen Schritte gegeben – die konkreten methodischen Hilfestellungen finden sich im Anhang E. Ein zentraler Punkt hierbei ist die Wahl und Begründung einer für die zu behandelnde Fragestellung angemessenen HRA-Methode sowie die Demonstration ihrer Angemessenheit, wofür die wesentlichen Aspekte formuliert werden. Es wird dazu u. a. auf die Kurzbeschreibungen einer Auswahl von HRA-Methoden in Anhang E 3 sowie auf die Heranziehung weitergehender Literatur verwiesen. Weiterhin werden in diesem Abschnitt die wesentlichen Schritte sowohl retro- als auch prospektive Analysen behandelt.

### **Zu Anhang A 3**

Der alte Anhang A 3 des Methodenbandes mit Begriffsdefinitionen zum Kapitel „Personalhandlungen“ wird durch das neue methodenunabhängige und erweiterte Glossar im Abschnitt E 5 des Anhangs E ersetzt.

### **Zu Anhang E**

Der Anhang E wurde ebenfalls entsprechend den oben genannten übergeordneten Aspekten vollständig neu organisiert.

### **Zu Abschnitt E 1 „Einführung“**

Der Abschnitt E 1 gibt einen Überblick über den Inhalt des Anhangs E. Der Inhalt des alten Abschnitts E 1 „Methodenwahl“ wurde aufgrund der neuen Struktur der Abschnitte zum Thema Personalhandlungen überarbeitet; die Ausführungen zu verschiedenen methodischen Ansätzen im alten Abschnitt E 1 finden sich unter „Methodenwahl“ in Abschnitt 3.4.3.

### **Zu Abschnitt E 2 „Qualitative Analyse und Bewertung“**

Die ausführliche Beschreibung der Methoden THERP und ASEP im alten Methodenband, insbesondere im Abschnitt E 2.3 „Analyse von geplanten Handlungen nach Störfalleintritt“, ist entfallen, da mittlerweile ausreichend Literatur und Erfahrung zur Anwendung von THERP und ASEP vorhanden sind und eine ausführliche Darstellung mit erklärendem Charakter daher als entbehrlich empfunden wurde. Eine Kurzbeschreibung von THERP findet sich im neuen Abschnitt E 3.

Teile des Inhalts des alten Abschnitts E 2.3 wurden in den neuen Abschnitt E 2 in methodenunabhängiger, überarbeiteter und stark ergänzter Form integriert. Das betrifft u. a. die Teile zur Informationssammlung (alt: Abschnitt E 2.3.1, neu E 2.2, insbesondere E 2.3.1 „Informationssammlung“) und zu leistungsbeeinflussenden Faktoren (alt: E 2.3.3, neu: E 2.2.3, insbesondere die Unterabschnitte „Strukturierung der Mensch-Maschine-Interaktion“ und „Externe/interne Faktoren“ und die Tabellen E-2 und E-3).

Die detaillierte und ausschließlich an THERP orientierte Diskussion von Reparatur- und Ersatzmaßnahmen im alten Abschnitt E 2.2 ist entfallen, ebenso der alte Abschnitt E 2.3.4 „Umsetzung in die Systemanalyse und Beurteilung der Ergebnisse“, der im Wesentlichen generische Aspekte zur PSA-Auswertung beschreibt und daher nicht HRA-spezifisch ist. Aspekte des alten Abschnitts E 2.3.4 finden sich nun in Abschnitt 3.4.4. unter dem Punkt „Sicherheitsanalyse“.

Die stark erweiterte Beschreibung der Aufgabenanalyse findet sich im neuen Abschnitt E 2.3. Neben konkreten methodischen Hilfestellungen (z. B. das Formblatt in Tabelle E-1 zur Informationserfassung) wird beispielhaft und detailliert auf ausgesuchte Fragestellungen zur Informationssammlung und Analyse von konkreten Personalhandlungen eingegangen (kursiv gesetzte Textpassagen), um damit einem Wunsch des Nutzerkreises des Methodenbandes nachzukommen.

### **Zu Abschnitt E 3 „Methodische Ansätze“**

Der Abschnitt E 3 behandelt HRA-Methoden der zweiten Generation, die in Ergänzung zu THERP Verwendung finden können. Eine Reihe dafür infrage kommender methodischer Ansätze ist in Form von Kurzbe-

schreibungen aufgeführt, in denen auf die jeweiligen Anwendungsbereiche, die Leistungsfähigkeit und Grenzen sowie den Aufwand und Nutzen der Methoden eingegangen wird. Die Skizzierung verschiedener methodischer Ansätze in Form von Kurzbeschreibungen stellt dabei einen Kompromiss zwischen dem bloßen Zitieren von Literatur und einer ausführlichen Methoden- und Anwendungsbeschreibung mit Beispielen dar. Angesichts der Situation nach der Novelle des AtG 2011 und den zur Verfügung stehenden zeitlichen Ressourcen hat sich die Arbeitsgruppe „Zuverlässigkeit von Personalhandlungen“ daher für dieses Vorgehen entschieden. Insbesondere ist aus Aufwandsgründen auf die Durchführung eines eigenen intensiven Methoden-Reviews verzichtet worden, auch da mittlerweile die Ergebnisse ähnlich gelagerter Vorhaben aus dem internationalen Raum vorliegen, auf die in Abschnitt E 3 verwiesen wird.

#### **Zu Abschnitt E 4 „Exemplarische Analysebeispiele“**

Das Analysebeispiel zu THERP (alt: Abschnitt E 3, neu: Abschnitt E 4.1) bleibt unverändert erhalten.

Der Abschnitt E 4.3 „Nutzung retrospektiver Erkenntnisse für die prospektive Analyse“ bringt ein Beispiel einer retrospektiven Analyse.

#### **Zu Abschnitt E 5 „Übergeordnete allgemeine Begrifflichkeiten und Definitionen“**

Wie oben bereits erwähnt, wird hier ein methodenunabhängiges Glossar zu den Themengebieten Modellierung und Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen zur Verfügung gestellt.

## **2.2 HOCHWASSER (KAPITEL 3.6.3, MB)**

Die Überarbeitung des Abschnitts 3.6.3 berücksichtigt die Bezüge zu den bestehenden KTA 2207 /KTA 04/ und KTA 2501 /KTA 10/ sowie den neuen Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SiAnf/ (ohne Interpretationen). Darüber hinaus sind Erkenntnisse aus den Ergebnissen der RSK-SÜ /RSK 11/ und den zugehörigen Überlegungen zur Sicherheitsphilosophie /RSK 13/ in die Überarbeitung eingeflossen.

### **Zu 3.6.3.1 Einleitung**

Der Abschnitt 3.6.3.1 wurde redaktionell überarbeitet. Es wurden die Bezüge zu den Sicherheitsanforderungen und den KTA-Regeln hergestellt, die Literaturzitate wurden überprüft.

### **Zu 3.6.3.2 Anforderungen der KTA 2207, der KTA 2501 und Begriffe**

Der Abschnitt 3.6.3.2 wurde grundlegend redaktionell überarbeitet. Da die Grundlage der probabilistischen Analyse die deterministische Auslegung ist, wurden hier ebenfalls die relevanten Begriffe und Anforderungen der KTA 2207 /KTA 04/ und KTA 2501 /KTA 10/ übernommen. Damit konnten einige Abschnitte in 3.6.3.4 gekürzt werden.

### **Zu 3.6.3.3 Analysenumfang**

In den Abschnitt 3.6.3.3 sind nach umfangreichen Diskussionen die Erfahrungen der Anwender in die Überarbeitung eingeflossen. Die gestaffelte Nachweisführung wurde beibehalten und die Kriterien gemäß Tabelle 3-8 wurden genauer definiert sowie die Beschreibung des Analyseumfangs präzisiert. Die Forderung nach qualifizierten Anlagenbegehungen und die Betrachtung möglicher Kombinationen mit den Ereignissen Erdbeben und Brand wurde neu aufgenommen. Bemerkungen zur Auslegung konkreter Anlagen wurde herausgenommen. Außerdem wurde explizit darauf hingewiesen, dass für alle Anlagen eine Hochwasser-Auslegung gemäß KTA 2207 /KTA 04/ existiert und im Rahmen der RSK SÜ umfangreiche Analysen zur Robustheit der deutschen Anlagen bzgl. Hochwasser angestellt wurden. Die Formulierungen des Abschnitts orientieren sich an der RSK-Sicherheitsphilosophie /RSK 13/.

### **Zu 3.6.3.4 Methodenbeschreibung**

Die Methodenbeschreibung wurde redaktionell entsprechend den oben genannten Punkten angepasst.

### **Zu 3.6.3.5 Ableitung von Hochwasserabflüssen und Sturmflutwasserständen der Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$**

Die Anforderungen der KTA 2207 /KTA 04/ wurden hier beibehalten und der Text redaktionell geändert.

## **2.3 ERDBEBEN (KAPITEL 3.6.4, MB)**

### **Zu 3.6.4.1 Einleitung**

Die Einleitung wurde vollständig überarbeitet. Zunächst wurde die Zielstellung einer seismischen PSA (SPSA) erläutert und notwendige Voraussetzungen benannt. Das internationale Vorgehen, das insbesondere die Aspekte Gefährdungsanalyse, Ereigniskombinationen, seismische Nichtverfügbarkeiten, Auswahlverfahren und Anlagenbegehungen betrachtet, wird explizit hervorgehoben. Die Auswahl von EVA-Ereignissen und deren Kombinationen wird nicht behandelt, sondern es wird auf die einschlägige Literatur verwiesen. Die Literaturverweise des Abschnitts wurden aktualisiert, veraltete Literatur wurde entfernt. Das Sicherheitsreservfaktorverfahren findet auch weiterhin Anwendung. Aspekte der Übertragbarkeit des beschriebenen Verfahrens auf den Nichtleistungsbetrieb (NLB) und der Durchführung einer seismischen PSA der Stufe 2 für den Leistungsbetrieb werden nicht betrachtet, da der PSA Leitfaden von 2005 /LEI 05/ nicht geändert worden ist. Eine Erarbeitung einer umfangreichen methodischen Hilfestellung war auch aus zeitlichen Gründen hierfür nicht möglich.

### **Zu 3.6.4.2 Anforderungen aus KTA 2201 /KTA 13/**

Der alte Abschnitt „Begriffe“ wurde vollständig überarbeitet. Auf die Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SiAnf/ wurde explizit hingewiesen. Die Anforderungen aus KTA 2201 Teil 1 bis 6 /KTA 13/ wurden aufgenommen und die Begriffe übernommen.

### **Zu 3.6.4.3 Vorschlag zur Durchführung einer im Umfang abgestuften SPSA**

Das Kapitel 3.6.4.3 wurde vollständig überarbeitet. Die Kriterien des gestaffelten Vorgehens von 2005 wurden beibehalten, da sie sich in der praktischen Anwendung bewährt haben. In diesem Zusammenhang sei auch noch einmal auf die Erkenntnisse aus der RSK-SÜ hingewiesen. Neu erarbeitet wurden die ausführlichen Begründungen zu den drei Intensitätsbereichen. Die Tabelle 3-10 wurde entsprechend angepasst.

### **Zu 3.6.4.4 Erdbebenbedingte auslösende Ereignisse**

Der Text aus Kapitel 3.6.4.6.1 wurde für diesen Abschnitt weitgehend übernommen bzw. redaktionell überarbeitet. Die Beispiele wurden präzisiert und ein Hinweis auf KTA 2201.6 /KTA 13/ bzgl. Anlagenbegehungen aufgenommen.

### **Zu 3.6.4.5 Bestimmung der erdbebenbedingten Versagenswahrscheinlichkeiten**

Die Erläuterungen zur Anwendbarkeit vorhandener Auslegungsrechnungen wurde präzisiert und die Methodenbeschreibung zum Sicherheitsreservfaktorverfahren einschließlich Anhang F wurde redaktionell überarbeitet. Neue Aspekte wurden nicht hinzugefügt.

### **Zu 3.6.4.6 Auswahl der baulichen Anlagenteile, Systeme und Komponenten (BSK) zur Ermittlung der Kernschadenshäufigkeit**

Der Abschnitt 3.6.4.6 wurde gegenüber der Version von 2005 vollständig überarbeitet und ersetzt insbesondere den alten Abschnitt 3.6.4.6.2. Gemäß der international etablierten Vorgehensweise werden für die Auswahl der relevanten Bauteile, Systeme und Komponenten Erkenntnisse aus qualifizierten Anlagenbegehungen herangezogen. Da diese Vorgehensweise bereits erfolgreich in durchgeführten SPSA in Deutschland verwendet wurde, wird in dem neuen Abschnitt ein Verfahren zur Auswahl der relevanten BSK eingeführt und zugehörige Kriterien hierzu definiert. Die Bedeutung der Rolle von Anlagenbegehungen wurde hervorgehoben. Die weiteren Abschnitte wurden unter Beibehaltung der alten Formulierungen redaktionell bearbeitet.

## **2.4 PSA DER STUFE 1 AUSGEHEND VOM NLB (KAPITEL 4, MB)**

Hauptzielrichtung der Fortschreibung des Kapitels 4 „PSA der Stufe 1 ausgehend vom Nichtleistungsbetrieb“ war die Beantwortung der Frage, wie es gelingen könnte, die sehr umfangreichen Erfahrungen aus der Anwendung des Methodenbands 2005 einzubringen. Eine Erweiterung des Spektrums der PSA-Methoden und Daten für den Nichtleistungsbetrieb im Hinblick auf die Anwendung auf übergreifende Ereignisse und eine PSA der Stufe 2 wurde aufgrund der im Nachgang zu den Reaktorunfällen von Fukushima geänderten Situation nicht vorgenommen, auch wenn dies nicht der internationalen Vorgehensweise entspricht. Da jedoch ein erheblicher Erfahrungsrückfluss bei der Durchführung von PSA zu anlageninternen Bränden im Leistungsbetrieb und auch zu Analysen für den Nichtleistungsbetrieb im Rahmen von Forschungsvorhaben vorliegt, hat sich das Gremium entschlossen, einen kurzen neuen Abschnitt zur Thematik Brand im NLB aufzunehmen.

Im vorliegenden Text wurde weiterhin darauf geachtet, dass mehr als bisher die betriebliche Praxis (Betriebsreglement) berücksichtigt wird. Weiterhin wird nur noch zwischen SWR und DWR und nicht mehr zwischen verschiedenen Baulinien unterschieden. Die Struktur des Kapitels ist i. W. geblieben, die wenigen Anpassungen werden nachfolgend aufgeführt.

#### **Zu 4.1 Einleitung**

In diesem Kapitel wird auf die zu beachtenden Abgrenzungen und Zuordnungen zwischen Leistungsbetrieb (LB) und Nichtleistungsbetrieb (NLB) entsprechend dem Betriebsreglement eingegangen, die bei der probabilistischen Analyse für den NLB angemessen zu berücksichtigen sind, sowie auf im Vergleich zum ungestörten Leistungsbetrieb vorhandene Besonderheiten und Charakteristika im NLB.

#### **Zu 4.2 Anlagenspezifische Informationsquellen**

Dieser Abschnitt wurde auf Basis des alten Abschnittes 4.2 „Voraussetzungen für eine probabilistische Sicherheitsanalyse zum Nichtleistungsbetrieb“ redaktionell überarbeitet und um Aspekte der betrieblichen Praxis ergänzt.

#### **Zu 4.3 Ereignisablaufanalyse**

Dieses Kapitel wurde auf Basis des erheblichen Erfahrungsrückflusses bei der Durchführung von PSA für den NLB überarbeitet und fortgeschrieben.

##### **Zu 4.3.1 Übersicht**

Dieser Abschnitt ist redaktionell angepasst worden.

##### **Zu 4.3.2 Phasen des Nichtleistungsbetriebs und Anlagenbetriebszustände**

Die Bezeichnung des alten Abschnittes 4.3.2 „Betriebsphasen und Anlagenbetriebszustände“ wurde fortgeschrieben in „Phasen des Nichtleistungsbetriebs und Anlagenbetriebszustände“. Inhaltlich wurden neben deutlichen Erweiterungen in den textlichen Erläuterungen die Tabellen 4-1 und 4-2 der beispielhaften Einteilung im NLB in Phasen und Anlagenbetriebszustände (ABZ) für eine DWR- und eine SWR-Anlage auf Basis der Erfahrungen aus den NLB-PSA umfänglich überarbeitet und weiter auf zu beachtende Anlagenspezifika hingewiesen.

##### **Zu 4.3.3 Ermittlung auslösender Ereignisse**

Zur Verdeutlichung wurde eine Definition von auslösenden Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb explizit eingeführt. In der Vergangenheit hat sich gezeigt, dass der exemplarische Charakter der Listen auslösender Ereignisse in den Tabellen 4-3 und 4-4, Version 2005, nicht immer als solcher verstanden wurde, teilweise wurden ausschließlich die Ereignisse in den angegebenen ABZ untersucht. Deshalb wurde zum einen der exemplarische und vorläufige Charakter betont, und zum anderen diese Tabellen, welche eine beispielhafte Zuordnung möglicher auslösender Ereignisse zu ABZ enthalten, in Verbindung mit den Tabellen 4-1 und 4-2 grundlegend überarbeitet, um den Erfahrungsrückfluss zu berücksichtigen. Die missverständlichen grauen Unterlegungen und die zugehörigen Fußnoten sind in den neuen Tabellen entfernt worden.

Die Analyse fehlerhafter Personalhandlungen vor Ereigniseintritt ist inhaltlich i. W. unverändert in einem eigenen Abschnitt 4.3.3.1 untergliedert worden. Die Abbildung 4-1 (Screening-Analyse) ist unverändert, die beispielhafte Auflistung von Hauptschritten bzw. -inhalten bei einer Revision für SWR und DWR-Anlagen ist hinsichtlich repräsentativer realer Abläufe überarbeitet und jetzt in einer eigenen Tabelle (Tabelle 4-5) dargestellt.

##### **Zu 4.3.4 Ermittlung zu untersuchender auslösender Ereignisse**

Dieser Abschnitt wurde im Hinblick auf die Vorgehensweise bei der Ermittlung des Umfangs explizit zu analysierender auslösender Ereignisse auf Basis identifizierter möglicher Ereignisse konkretisiert und fortgeschrieben.

Der neue kurze Abschnitt 4.3.4.1 „Anlageninterner Brand im Nichtleistungsbetrieb“ beinhaltet neben dem Hinweis auf die grundsätzliche Eignung und Anwendbarkeit der allgemeinen Vorgehensweise für eine Brand-PSA im Leistungsbetrieb gemäß den Kapiteln 3.5.1.1 bis 3.5.1.4 des Methodenbandes /MET 05/ auch für den NLB zu berücksichtigende Änderungen und Erweiterungen aufgrund der Spezifika des NLB.

##### **Zu 4.3.5 Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse**

Dieser Abschnitt wurde aufgrund der umfangreichen Erfahrungen aus der Anwendung des Methodenbandes 2005 /MET 05/ konkretisiert und fortgeschrieben. Dabei ist detailliert darauf eingegangen worden, welche

Unterschiede sich aus der Abhängigkeit der Eintrittshäufigkeit von der zeitlichen Dauer eines betrachteten Zeitraumes ergeben, im Gegensatz zu zeitunabhängigen Eintrittshäufigkeiten.

#### **Zu 4.3.6 Ereignisablauf- und Systemanalyse**

In diesem Abschnitt wurde der alte Abschnitt 4.3.6 „Ereignisablaufdiagramme“ sowie der alte Abschnitt 4.4.1 „Besondere Aspekte der Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalyse“ inhaltlich aufgenommen. Der Abschnitt wurde aufgrund der umfangreichen Erfahrungen aus der Anwendung des Methodenbands 2005 konkretisiert und fortgeschrieben. Dies betrifft z. B. die Berücksichtigung von im Betriebsreglement vorgesehenen Maßnahmen in Ereignisablaufpfaden, die mögliche Heranziehung von betrieblichen Anforderungen bez. der Fehlerentdeckungszeiten und die Beschreibung von unbeherrschten Endzuständen.

#### **Zu 4.3.7 Kategorisierung der Endzustände**

Im Einklang mit international üblichen Vorgehensweisen wurde

- auf die Ermittlung von Gefährdungszuständen verzichtet und
- der Begriff des „Brennstabschadenzustandes“ für den NLB als eigener unbeherrschter Endzustand eingeführt.

Er ersetzt die alte Formulierung des „Kernschadenzustandes im Nichtleistungsbetrieb“.

#### **Zu 4.3.8 Mindestanforderungen an die Systemfunktionen**

Dieser Abschnitt ist redaktionell angepasst und konkretisiert worden, z. B. bez. der Ermittlung von Karenzzeiten.

#### **Zu 4.3.9 Quantitative Ergebnisse der Ereignisablauf- und Systemanalyse**

Der alte Abschnitt 4.4.2 „Quantitative Ergebnisse der Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalyse“ ist in dem Abschnitt 4.3.9 „Quantitative Ergebnisse der Ereignisablauf- und Systemanalyse“ aufgenommen und redaktionell angepasst worden.

#### **Zu 4.4 Zuverlässigkeitskenngrößen**

Dieser Abschnitt (alte Nummer 4.5) ist redaktionell überarbeitet worden.

## **2.5 PSA DER STUFE 2 AUSGEHEND VOM LEISTUNGSBETRIEB (KAPITEL 5, MB)**

Das Kapitel 5 „PSA der Stufe 2 ausgehend vom Leistungsbetrieb“ (Methodenband 2005) wurde in seiner Gesamtheit redaktionell überarbeitet. Da dieses Kapitel in einem sehr engen Zusammenhang mit dem Kapitel 7 „Bandbreiten für Verzweigungswahrscheinlichkeiten im Unfallablaufbaum“ (Datenband 2005) steht, wurde letzteres Kapitel ebenfalls unter besonderer Berücksichtigung der folgenden Aspekte mit in die Überarbeitung einbezogen:

- Schnittstelle zwischen der Analyse der Stufe 1 und der Stufe 2
- Umfang der PSA der Stufe 2
- Risikomaße und Ergebnisgrößen
- Unterstützung des anlagenexternen Notfallschutzes

In der Überarbeitung wurden Literaturquellen überprüft, ergänzt oder gestrichen bzw. aktualisiert. Beispiele wurden präzisiert und Hinweise auf konkrete Rechencodes aktualisiert bzw. minimiert. Weiterhin wurde auf eine konsequente Unterscheidung zwischen DWR und SWR geachtet.

#### **Zu 5.1 Vorbemerkungen**

In diesem Abschnitt wurden die Literaturbezüge bearbeitet.

#### **Zu 5.2 Übergang Stufe 1 zu Stufe 2**

Die beiden vorgeschlagenen Analyseverfahren, das integrierte und das zweistufige Verfahren, wurden ausführlicher beschrieben, die Vor- u. Nachteile beider Vorgehensweisen werden diskutiert. In den Tabelle 5-1 (DWR) und Tabelle 5-2 (SWR) sind entsprechende dahingehende Anpassungen vorgenommen worden. Die Unterscheidung zwischen integriertem und zweistufigem Verfahren aus Tabelle 5-1 wurde entfernt, da die Anfangs- und Randbedingungen der Analyse unabhängig vom gewählten Verfahren sind.

Die Definition eines Kernschadenzustandes durch das Kriterium „Kernmaterial wird erstmals flüssig“ wurde beibehalten. Zu beachten ist allerdings, dass in der Analysepraxis für eine PSA der Stufe 1 diese Definition nicht immer konsequent verwendet wird oder werden kann. Andere Beispiele aus der Praxis für die Definition eines Kernschadenzustandes sind:

- „Die zur Kernkühlung erforderlichen systemtechnischen Mindestbedingungen sind nicht erfüllt.“
- „Die maximale Hüllrohrtemperatur erreicht eine bestimmte Höhe, z. B. den maximal von Unfallsimulationsprogrammen für die PSA der Stufe 1 handhabbaren Wert.“
- „Die Materialien der Steuerstäbe werden erstmals flüssig.“
- „Die Schutzziele für die Kernkühlung oder für die Kühlung des Brennelementlagers werden verletzt.“

Auf eine grundlegende Neufassung der Definition eines Kernschadenzustandes wurde daher bewusst verzichtet, um die in der Praxis benötigten Freiheiten nutzen zu können.

Die Doppelbelegung des Begriffs „Kernschadenzustand“ in der PSA der Stufe 1 als Endzustand und in der PSA der Stufe 2 als Anfangszustand wurde konsequenter als bisher beachtet und in den entsprechenden textlichen Zusammenhang gestellt. Weiterhin sei noch auf die unterschiedliche Bedeutung des Begriffs „Anlagenschadenzustand“ (Endzustand der Stufe 2) im Vergleich zu „plant damage state“ (Anfangszustand der Stufe 2) im deutschen und im IAEA-Regelwerk hingewiesen. Hierzu wurden Erläuterungen zu den Begriffen eingefügt. Der Begriff „Anlagenschadenzustand“ soll nach Möglichkeit künftig im Zusammenhang mit deutschen PSA nicht mehr für den Endzustand der Stufe 2 verwendet werden. Stattdessen sollte der Begriff „Freisetzungskategorie“ verwendet werden.

### **Zu 5.3 Ermittlung der Unfallabläufe und Anlagenzustände**

Der Abschnitt 5.3 wurde in nur wenigen Punkten redaktionell überarbeitet. Die Diskussion über die Festlegung der Freisetzungspfade hat gezeigt, dass in allen PSA der Stufe 2 der Pfad über den Erdboden aufgrund hierfür fehlender Methoden und Daten vernachlässigt wird. Für die Freisetzung über wässrige Pfade gilt das in ähnlicher Weise.

### **Zu 5.4 Quelltermmittlung**

Dieser Abschnitt ist redaktionell überarbeitet worden.

### **Zu 5.5 Übertragbarkeit der Stufe 2**

Dieser Abschnitt ist redaktionell überarbeitet worden.

### **Zu 5.6 Dokumentation und Ergebnisdarstellung**

Dieser Abschnitt ist redaktionell überarbeitet worden. In dem neuen Abschnitt 5.6.2.7 ist auf die Möglichkeit hingewiesen worden, zur Einschätzung des von der Anlage ausgehenden Umweltrisikos ergänzende Risikokenngrößen u. U. auch mit einer möglichen Wichtung der biologischen Wirksamkeit auszuweisen. Es wurde ein neuer Text zur Einführung dieses Risikobegriffs aufgenommen, um damit die globalen Konsequenzen potentieller Anlagenänderungen bewerten zu können. Allerdings liegen mit diesem Risikobegriff nur wenige nationale und internationale Erfahrungen vor, daher wurde auf eine umfassende Darstellung verzichtet. Es sei darauf hingewiesen, dass dieses integrale Aktivitätsrisiko die bisherigen Risikogrößen nicht ablösen kann und soll. Vergleiche dazu auch das Vorgehen in der Schweiz /ENSI 06/.

Der Abschnitt „5.7.2.7 Unterstützung des anlagenexternen Notfallschutzes“ wurde vollständig überarbeitet, da dieser Aspekt bisher nur sehr kurz behandelt worden ist.

## **2.6 DATEN ZUR QUANTIFIZIERUNG DER BRANDSPEZIFISCHEN EREIGNISABLAUFDIAGRAMME (KAPITEL 6, DB)**

Die im Datenband 2005 /DAT 05/ enthaltene Datenbasis wurde unter Einbeziehung der inzwischen vorliegenden umfangreicheren deutschen Betriebserfahrung aktualisiert und dadurch an den Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Durch die Aktualisierung der Daten sowie die Verbreiterung der bestehenden Datenbasis wird die Aussagesicherheit zur Zuverlässigkeit aktiver Brandschutzeinrichtungen in Kernkraftwerken deutlich erhöht.

Wesentliche inhaltliche Erweiterungen betreffen vor allem eine genauere Beschreibung und Differenzierung der untersuchten Komponententypen zur Schaffung einheitlicherer Grundgesamtheiten und die Zerlegung von Komponentenfunktionen in Teilfunktionen, z. B. für die Ansteuerung einerseits und die Schließ-/Öffnungsfunktion andererseits. Dadurch können verschiedenartige, teilweise redundante Auslösungen in Fehlerbäumen berücksichtigt werden. Brandmeldezentralen sind unterschiedlich strukturiert, daher soll die Zuverlässigkeit dieser Einrichtungen mit Hilfe der Fehlerbaummethode ermittelt werden. Außerdem ist die Bewertung inzwischen eingesetzter neuer Komponenten möglich.

## 2.7 BANDBREITEN FÜR VERZWEIGUNGSWAHRSCHEINLICHKEITEN IM UAB (KAPITEL 7, DB)

Das Kapitel 7 des Datenbandes 2005 /DAT 05/ wurde unter den in Abschnitt 2.5 genannten Aspekten vollständig redaktionell bearbeitet.

## 2.8 ANHANG D (MB): MODELLE ZUR QUANTIFIZIERUNG VON GVA

Anhang D, Kapitel 2 des Methodenbandes wurde entsprechend der Weiterentwicklung des Kopplungsmodells überarbeitet. In Kap. D 2.2 wurde die mathematische Darstellung verbessert. In Kapitel D 2.3. wurde die umfassende Berücksichtigung der Unsicherheiten im weiterentwickelten Kopplungsmodell dargestellt. Weiterentwicklungen gegenüber der bisherigen Vorgehensweise betreffen im Wesentlichen die konsistente Berücksichtigung der Unsicherheit der Rate von GVA-Phänomenen (Kap. D 2.3.1) und der verbleibenden Unsicherheitsquellen (D 2.3.5). Kap. D 2.4 wurde ebenfalls der weiterentwickelten Vorgehensweise angepasst. Da sie nicht mehr Teil der GVA-Quantifizierung mit dem weiterentwickelten Kopplungsmodell sind, sind die Darstellungen der Vorgehensweise zur Mittelung mehrere Datenquellen und zur Verbreiterung angepasster Lognormalverteilungen (Kap. 2.10 ff. im alten Leitfaden) entfallen.

## 2.9 ANHANG A (DB): GENERISCHE GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN

Anhang A Datenband wurde neu erstellt, wobei die Struktur des Dokuments beibehalten wurde. Die Beschreibung der Vorgehensweise (Kap. 1) wurde der aktuellen Vorgehensweise zur Quantifizierung angepasst (u. a. Verwendung neuer Softwarewerkzeuge). In /MET 05/ und /DAT 05/ werden Verfahren zur Quantifizierung von GVA nach dem Stand von Wissenschaft und Technik dargestellt und generische GVA-Wahrscheinlichkeiten für 21 verschiedene Komponentenarten aufgeführt, die mit den dargestellten Methoden aus zum damaligen Zeitpunkt verfügbarer Betriebserfahrung ermittelt wurden. Diese umfasste für alle Komponentenarten die Zeit vom jeweiligen Betriebsbeginn der deutschen Anlagen bis zum 15.06.1985. Für einige Komponentenarten standen auch die Daten weiterer Betriebszeiten zur Verfügung; die jüngste Betriebserfahrung stammte aus dem Jahr 1998. Da für einige Komponentenarten ausreichende Betriebserfahrung aus deutschen Anlagen fehlten, wurden auch Daten der internationalen Betriebserfahrung einbezogen. Diese Daten basierten auf Meldungen des IAEA/NEA Incident Reporting Systems.

Inzwischen wurde die Betriebserfahrung der am 31.12.2010 in Betrieb befindlichen 17 deutschen Kernkraftwerke für den Zeitraum bis zum 31.12.2010 vollständig ausgewertet, so dass für diese Kraftwerke die Betriebserfahrung von Beginn des Betriebes bis zum Ende des Jahres 2010 lückenlos zur Verfügung steht. Aufgrund der dadurch wesentlich umfangreicheren Datenmenge kann auf die Verwendung ausländischer Betriebserfahrung bei der Bestimmung von GVA-Wahrscheinlichkeiten verzichtet werden. Vor diesem Hintergrund wurden sämtliche GVA-Wahrscheinlichkeiten mit dem weiterentwickelten Kopplungsmodell neu berechnet. Es wurden einige zusätzliche Ausfallkombinationen und Kombinationen aus Ausfallart und Komponentenart quantifiziert. Folgende Charakteristika der Ergebnisverteilungen werden nun ausgewiesen: 5 %-Quantil, 50 %-Quantil, 95%-Quantil, Erwartungswert, Standardabweichung (neu) und Streufaktor.

## 2.10 LITERATUR

- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-SCHR-38/05, Salzgitter, Oktober 2005.
- /ENSI 06/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI): Richtlinie HSK-A06/d Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen, Mai 2008.
- /IAEA 95/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Series No. 50-P-10, Wien, 1995.
- /KTA 04/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2207, „Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser“, Fassung 11/04, November 2004.
- /KTA 10/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2501 „Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken“, Fassung 2010-11, November 2010.

- /KTA 213/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2201 „Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen“, Teil 1: Grundsätze, Fassung 2011-11, Teil 2: Baugrund, Fassung 2012-11, Teil 3: Bauliche Anlagen, Fassung 2013-11, Teil 4: Anlagenteile, Fassung 2012-11, Teil 5: Seismische Instrumentierung, Fassung 2013-11, Teil 6: Maßnahmen nach Erdbeben, Fassung 2013-11.
- /LEI 05/ Leitfaden zur Durchführung der Sicherheitsüberprüfung gemäß §19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland vom 30.8.2005, BAnz. 2005, Nr. 207.
- /MET 96/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, BfS-KT-16/97, Salzgitter, Dezember 1996.
- /MET 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-SCHR-37/05, Salzgitter, Oktober 2005.
- /RSK 11/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Stellungnahme vom 14.05.2011 (437. RSK-Sitzung). Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan). RSK/ESK-Geschäftsstelle beim Bundesamt für Strahlenschutz, 2011, p. 1–115, url: [www.rskonline.de](http://www.rskonline.de)
- /RSK 13/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): RSK-Verständnis der Sicherheitsphilosophie, RSK-Stellungnahme, 460. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission am 29.08.2013, veröffentlicht im Bundesanzeiger, Amtlicher Teil, am 05.12.2013, B4.
- /SiAnf/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Bekanntmachung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ vom 22. November 2012, veröffentlicht am 24. Januar 2013, BAnz AT, 24.01.2013, B3

## 3 PSA DER STUFE 1 AUSGEHEND VOM LEISTUNGSBETRIEB (MB)

### 3.4 PERSONALHANDLUNGEN

In diesem Kapitel wird ein Überblick über die Thematik der Modellierung und Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen im Hinblick auf die Zielsetzung, die grundlegende Vorgehensweise sowie die konkrete Durchführung gegeben /IAEA 95/, /REA 90/; weitere ausführliche Darstellungen, die sich auf ausgesuchte Fragestellungen beziehen sowie übergeordnete allgemeine Begrifflichkeiten und Definitionen finden sich in Anhang E.

#### 3.4.1 Einführung

Neben der Analyse der systemtechnischen Abläufe stellt die probabilistische Analyse von Maßnahmen des Personals einen wesentlichen Bestandteil der PSA dar. Dabei erfolgt die Modellierung und Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen (nachfolgend Human Reliability Assessment, HRA oder auch Human Factors (HF) Analyse genannt) in Ereignisabläufen, wo diese unumgänglich zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses sind oder auch aufgrund von Vorgaben der Betriebsunterlagen zu erwarten sind.

Neben dieser prospektiven probabilistischen Analyse im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen gemäß § 19a AtG (SÜ) oder bei geplanten Änderungen der Anlage und ihrer Betriebsweise im Aufsichtsverfahren werden bei der Bewertung ereignis- bzw. anlassbezogener sicherheitstechnischer Fragestellungen fallweise auch retrospektive Ereignisanalysen durchgeführt, bei denen Ursachen identifiziert werden, die zu den fehlerhaften Handlungen beigetragen haben. Im Idealfall sollten die retro- und die prospektive Analyse eine gemeinsame Basis haben, da bei differierenden Modellvorstellungen die Erkenntnisse retrospektiver Ereignisanalysen nicht für prospektive Analysen genutzt werden können sowie die Ergebnisse von PSA u. U. nicht zu den Erkenntnissen der Analyse realer, aufgetretener Ereignisse passen (vgl. auch Abschnitt 3.4.3).

Für die PSA werden die Auswirkungen fehlerhafter Personalhandlungen vor Ereigniseintritt auch unter Einbeziehung organisatorischer Faktoren analysiert und bewertet, die entweder zu Nichtverfügbarkeiten von Komponenten, Strängen oder Systemen oder zu einem auslösenden Ereignis führen können.

Somit können folgende Unterscheidungen getroffen werden:

- (A) Personalhandlungen vor Eintritt eines auslösenden Ereignisses während des bestimmungsgemäßen Betriebs der Anlage,
- (B) Personalhandlungen, die ein auslösendes Ereignis zur Folge haben; insbesondere jene, die zusätzlich den Ausfall sicherheitsrelevanter Systeme verursachen,
- (C) Personalhandlungen nach Eintritt eines auslösenden Ereignisses.

Die Analyse von Personalhandlungen spielt insbesondere bei der PSA der Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb (NLB) eine Rolle (vgl. Kapitel 4). Die Auswirkungen fehlerhafter Personalhandlungen nach Eintritt eines auslösenden Ereignisses (C) können zur Nichtverfügbarkeit von im Zuge einer Ereignisablaufsequenz auslegungsgemäß vorgesehenen Maßnahmen der ereignis- oder schutzzielorientierten schriftlichen betriebliche Regelungen (sbR), von Reparatur- oder Ersatzmaßnahmen oder von anlageninternen Notfallmaßnahmen beim Auftreten auslegungüberschreitender Anlagenzustände führen. Es kann auch zu schadensvergrößernden Handlungen kommen (resultierend z. B. aus fehlerhaften Ausführungen, Fehldiagnosen, Fehlentscheidungen; sog. Errors of Commission, EoCs; die Auswirkungen der entsprechenden Maßnahmen sind deutlich ungünstiger, als wäre die Maßnahme unterblieben).

Für die Durchführung einer HRA ist eine Analyse mit eigenständiger Methodik erforderlich: es stehen unterschiedliche Methoden zur Verfügung, die abhängig von der Zielsetzung der Analyse und dem Anwendungsbereich des methodischen Ansatzes (nachfolgend auch Verfahren oder Methode genannt) herangezogen werden können (vgl. Anhang E, Abschnitt E-3).

Nach der Modellierung und Quantifizierung der Zuverlässigkeit von zu berücksichtigenden Personalhandlungen werden diese als Basisereignisse in Fehlerbäumen modelliert, die dann in den Ereignisbäumen berücksichtigt werden.

Sabotagehandlungen sind nicht Gegenstand der probabilistischen Analyse.

### 3.4.2 Zielsetzung HRA

Die wesentlichen Zielsetzungen von PSA im Rahmen einer integralen Gesamtbewertung des Sicherheitskonzeptes einer Anlage für die SÜ sind

- die Bewertung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes,
- die Identifizierung von Schwachstellen bzw. Optimierungsmöglichkeiten und
- die Ermittlung der integralen Gefährdungs-, Kernschadens- sowie Brennstabschadenshäufigkeiten.

Vor diesem Hintergrund kann für die Modellierung und Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen eine konservative bzw. pessimistische Vorgehensweise mit einem entsprechenden methodischen Ansatz (wie /SWA 83/, /SWA 87/) gewählt werden. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, dass im Hinblick auf die oben genannten Zielsetzungen die Bewertung relativer Beiträge und die Ableitung entsprechender Schlussfolgerungen schwierig ist, da die Ergebnisse in erheblichem Umfang verzerrt sein können. Insofern sollte schon für den Anwendungsbereich der SÜ – aber insbesondere für Anwendungen in den Aufsichtsverfahren – die Zielsetzung einer HRA in einer möglichst realistischen Analyse und Bewertung zugrunde zu legender zu erwartender Handlungsabläufe unter Einbeziehung ereignisablaufpfadabhängiger Prozessabläufe und kontextspezifischer Randbedingungen erfolgen, um die erwähnten – u. U. sicherheitsrelevanten – Erkenntnisse überhaupt gewinnen zu können.

Des Weiteren können einige Fragestellungen, die auch nach dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik behandelt und untersucht werden sollten /HOL 94/, /NEA 00/ und aus denen u. U. signifikante Erkenntnisse resultieren, aufgrund bestimmter Einschränkungen und Grenzen der sogenannten Methoden der ersten Generation (wie /SWA 83/, /SWA 87/) mit diesen nicht behandelt werden. Hierzu gehören z. B. die fehlerhafte Ausführung von Personalhandlungen aufgrund von Fehldiagnosen und -entscheidungen, die sogenannten Errors of Commission (EoC) /RESS 04/, sowie die konsistente Integration der Erkenntnisse und Ergebnisse der aufgetretenen Betriebserfahrung in die PSA. Insbesondere Ursachen und Wirkungen von Fehlern menschlichen Handelns in Bezug auf kognitive Funktionen und Prozesse in der Wechselwirkung mit dem sozio-technischen Umfeld werden im Rahmen der Methoden der ersten Generation nicht berücksichtigt und können daher nicht untersucht werden (vgl. auch Anhang E, Abschnitt E-4). Zur Behandlung dieser Fragestellungen sollte – sofern erforderlich – für die HRA ein methodischer Ansatz herangezogen werden, der den o. a. Gesichtspunkten nachkommt (vgl. Anhang E, Abschnitt E-3).

### 3.4.3 Grundlegende Vorgehensweise

Im Zusammenhang systemtechnischer Analysen ist es allgemein üblich, die Erfahrungen und Erkenntnisse der Vergangenheit für eine vorhersagende Analyse zu nutzen. Dies betrifft z. B. die Erfassung und Auswertung anlagenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrößen (sofern möglich), bei der für die PSA darauf geachtet wird, dass die theoretische Basis für die retrospektive und die prospektive Analyse übereinstimmt, z. B. im Hinblick auf die Definition der Komponentenabgrenzungen, die für die Erfassung und Zuordnung von Ereignissen in einer Anlage mit der späteren Modellierung in Fehlerbäumen übereinstimmen sollten.

Dieser Ansatz sollte bei Heranziehung eines Verfahrens, das über /SWA 83/, /SWA 87/ hinausgeht (vgl. Anhang E, Abschnitt E-3), auch im Rahmen einer HRA zugrunde gelegt werden. D. h. es sollte eine konsistente und kohärente Analyse durchgeführt werden, bei der Erfahrungen und Erkenntnisse bzw. Daten aus der Betriebserfahrung für die Durchführung der prospektiven Analyse genutzt werden können; dabei ist es notwendig und zielführend, nicht nur Symptome zu betrachten, sondern auch Ursachen zu analysieren.

Differieren die zugrunde gelegten Modellvorstellungen für die retro- und prospektive Analyse deutlich, können Erkenntnisse retrospektiver Ereignisanalysen nicht genutzt werden für prospektive Analysen; Ergebnisse von PSA passen u. U. nicht zu den Erkenntnissen der Analyse realer, aufgetretener Ereignisse.

Zur Sicherstellung der Konsistenz sollten deshalb beide Analysearten möglichst auf einer gemeinsamen theoretischen und empirischen Plattform basieren:

- der theoretischen Basis, d. h. der Modellvorstellung und zugeordneten Fehlertaxonomie menschlichen Handelns, systemtechnischer Prozesse und Abläufe als auch der Mensch-Maschine-Interaktion,
- den aus der Auswertung des sozio-technischen Systems gewonnenen Daten und Parametern, die im Rahmen von Feldstudien und Aufgabenanalysen ermittelt werden.

Eine weitere Korrelation zwischen retro- und prospektiven Analysearten besteht darin, dass Erkenntnisse zu Ursachen und Wirkungen von Fehlern menschlichen Handelns aus der Analyse realer Ereignisse abgeleitet und für die PSA genutzt werden können, sowie Erkenntnisse, die aus der PSA sowohl qualitativ als auch quantitativ identifiziert werden können, für die Verbesserung und Optimierung der Systemtechnik als auch

des Betriebes und des Trainings genutzt werden können. Die Auswahl der gemeinsamen theoretischen Basis für sowohl retro- wie auch prospektive Analysen erfolgt durch Festlegung der Modelle mit zugeordneten Fehlertaxonomien für Personalhandlungen, Systemtechnik wie auch für die Mensch-Maschine-Interaktion, welche der zu untersuchenden Fragestellungen angemessen sind.

Die Auswertung des sozio-technischen Systems als gemeinsame empirische Basis für beide Analysearten wird durch Beobachtung und Analyse der Arbeitsumgebung, die Analyse des sozio-technischen Kontextes sowie der Mensch-Maschine-Interaktion als auch eine Aufgabenanalyse durchgeführt.

Im Falle der Erfordernis retrospektiver Ereignisanalysen erfolgt eine Ursachenanalyse zur Feststellung der kausalen Zusammenhänge, d. h. der aufgetretenen Fehlermechanismen, mit dem Ziel der Identifizierung von Ursachen, die jeweils zu den Handlungsfehlern beigetragen haben; dabei ist – über die Identifikation der unmittelbaren Ursachen hinaus – der gesamte Prozess zu untersuchen.

Bei der prospektiven Analyse wird zunächst eine Auswertung der Daten, Einflussgrößen, kognitiven Funktionen sowie Fehler menschlichen Handelns, die in den vorherigen Schritten ermittelt wurden, durchgeführt. Auslösende Ereignisse, systemtechnische Prozesse und Verfahren sowie technische Ausfallarten werden ebenfalls ausgewertet. Vor der Quantifizierung von Fehlerwahrscheinlichkeiten und der Identifikation von unerwünschten Zuständen ist somit eine umfassende Analyse und Bewertung zugrunde zu legender zu erwartender Handlungsabläufe unter Einbeziehung ereignisablaufpfadabhängiger Prozessabläufe und kontextspezifischer Randbedingungen durchzuführen.

Es ist zu bemerken, dass für Personalhandlungen eine vergleichbar geeignete Datenbasis wie für Komponentenausfälle erst aufgebaut werden müsste, wobei in Deutschland nur wenige Ereignisse, wie sie in der PSA untersucht werden, aufgetreten sind und Ergebnisse von Simulator-Versuchen nur eingeschränkt übertragbar sind. Einflüsse fehlerhafter Personalhandlungen werden bereits z. B. bei der Auswertung der Betriebserfahrung zur Ermittlung der Häufigkeiten auslösender Ereignisse (insbes. für den NLB bei der Screening-Analyse gemäß Abschnitt 4.3.3.1) und bei der Quantifizierung von GVA berücksichtigt.

Im Rahmen von zwei Forschungsvorhaben (/PRE 10/, /PRE 13a/ und /PRE 13b/) wurde die deutsche Betriebserfahrung in Form von meldepflichtigen Ereignissen herangezogen und systematisch ausgewertet, um Zuverlässigkeitsdaten für Personalhandlungen zu gewinnen. Diese Daten ergänzen die im Rahmen verschiedener methodischer Ansätze vorgeschlagenen menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeiten (z. B. /SWA 83/). Insbesondere konnten so Daten zur Zuverlässigkeit von Gedächtnisleistungen aus der Betriebserfahrung gewonnen werden.

### **3.4.4 Konkrete Durchführung**

In diesem Abschnitt werden die bei einer HRA durchzuführenden wesentlichen Schritte weiter konkretisiert; für darüber hinausgehende Erläuterungen wird auf die Darstellungen in Anhang E mit der dort aufgeführten einschlägigen Literatur verwiesen.

#### **Theoretische Basis**

Bei der Auswahl der zugrunde zu legenden theoretischen Basis, d. h. des heranzuziehenden Verfahrens für eine konkrete Anwendung, ist auf die Zielsetzung der durchzuführenden Analyse sowie die zu beantwortenden Fragestellungen einzugehen. Dabei kann die in Anhang E angeführte tabellarische Strukturierung der Aufgabenanalyse hilfreich sein. Entsprechend den Kurzbeschreibungen unterschiedlicher methodischer Ansätze in Anhang E, Abschnitt E-3, ist dabei – ggf. unter Berücksichtigung weitergehender Literatur – der Anwendungsbereich des ausgewählten Verfahrens, seine Leistungsfähigkeit und Grenzen sowie der mit der Heranziehung verbundene Aufwand und Nutzen zu reflektieren. Wesentliche Aspekte, auf die zur Demonstration der Angemessenheit der vorgenommenen Auswahl einzugehen ist, betreffen die Möglichkeit der Berücksichtigung von Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung, die Modellvorstellung menschlichen Handelns unter Berücksichtigung kognitiver Aspekte in dem sozio-technischen System in der dynamischen Entwicklung eines Ereignisablaufpfades (einschließlich interner und externer Einflussgrößen, die menschliches Handeln beeinflussen, sowie der zugeordneten Fehlertaxonomien) als auch die Fragestellung der Fehlerwahrscheinlichkeiten. Das in deutschen PSA bisher regelmäßig verwendete und für die meisten Anwendungsfälle bewährte Modell ist das Modell THERP.

#### **Auswertung des sozio-technischen Systems**

Für die Auswertung des sozio-technischen Systems werden Feldstudien herangezogen, d. h. es sind empirische Methoden wie Beobachtungen der realen Arbeitsprozesse, Simulatoren, Befragungen, Fragebögen etc. einzusetzen und anzuwenden. Im Rahmen von Begehungen werden generelle Informationen zum Anlagenlayout (allgemein), Warten, administrativen Regelungen etc. gesammelt. Des Weiteren werden die überge-

ordneten Betriebs- und Systemziele sowie die entsprechenden Funktionen und organisatorischen Randbedingungen erfasst und beschrieben. Die vorhandenen schriftlichen betrieblichen Regelungen, wie Arbeitsanweisungen und Prozeduren, welche HF-bezogene Aspekte aufweisen, werden analysiert, ebenso die umgebungs- und kontextabhängigen Randbedingungen und Einflussgrößen, welche möglicherweise die Durchführung von Personalhandlungen beeinflussen.

Zur Strukturierung und Klassifizierung der Arbeitsumgebung und des sozio-technischen Kontextes sowie der Mensch-Maschine-Interaktion sind verschiedene methodische Ansätze verfügbar (vgl. Anhang E, Abschnitt E-2). Die Auswahl eines methodischen Ansatzes hat so zu erfolgen, dass die zu bewertenden Fragestellungen angemessen berücksichtigt und wiedergegeben werden können.

Dies trifft auch auf die Durchführung der Aufgabenanalyse zu (vgl. Anhang E, Abschnitt E-2), bei der die Abläufe, konkreten Handlungen und Maßnahmen des Personals, d. h. die tatsächlichen Manifestationen bei der Durchführung von Maßnahmen und Überwachungsaufgaben, analysiert werden; darüber hinaus kann die Interaktion von mentalen Prozessen, von Faktenwissen und Aufgabenzielen in dem Prozess der Auftragsdurchführung berücksichtigt werden. Als Ergebnis der Aufgabenanalyse liegen drei Hauptelemente mit Bezug auf die Mensch-Maschine-Interaktion vor, nämlich

- die Definition der Art und Weise, in welcher Prozeduren theoretisch und tatsächlich durchgeführt werden,
- die Ermittlung der internen und externen Einflussgrößen, die menschliches Handeln beeinflussen, d. h. die umgebungs- und kontextabhängigen Randbedingungen in der dynamischen Entwicklung eines Ereignisablaufpfades, die menschliches Handeln im Hinblick auf kognitive wie auch äußere, auftretensorientierte Aspekte beeinflussen,
- die Identifikation der Formen von Handlungsfehlern.

Eine ausführliche Darstellung einer qualitativen Analyse und Bewertung findet sich in Anhang E, Abschnitt E-2.

### **Retrospektive Analyse**

Ergänzend zu der o. a. Auswertung des sozio-technischen Systems ist die Durchführung von retrospektiven Ereignisanalysen z. B. zur Identifikation anlagenspezifischer Einflussgrößen sinnvoll. Im Rahmen einer retrospektiven Analyse der Betriebserfahrung, für deren systematische Durchführung ebenfalls methodische Vorgehensweisen und Techniken (z. B. Arbeitsblätter) zur Verfügung stehen (vgl. u. a. /CAC 97/, /VDI 10/), werden für die konkrete Durchführung einer Ursachenanalyse zunächst Handlungsfehler eines aufgetretenen Ereignisses identifiziert.

Die Identifizierung von Handlungsfehlern erfolgt im Wesentlichen in drei Schritten:

- Informationssammlung und -erfassung,
- strukturierte, zeitorientierte Ereignisablaufdarstellung und
- Identifizierung von Handlungsfehlern durch Vergleich von realer Handlungssequenz mit vorgesehenen, durchzuführenden Prozeduren.

Danach werden durch die eigentliche Ursachenanalyse die kausalen Zusammenhänge identifiziert. Ziel ist die Identifizierung von nicht evidenten – z. T. voneinander abhängigen – komplexen Ursachen, die dazu beigetragen haben, dass das sichtbare Ergebnis, die Manifestation der Fehlermechanismen, aufgetreten ist.

Als Ergebnis einer derartigen Auswertung der Betriebserfahrung können Erkenntnisse bzw. Daten gewonnen werden im Hinblick auf Ursachen und Wirkungen von Fehlern menschlichen Handelns in Bezug auf kognitive Funktionen und Prozesse, und zwar für real aufgetretene Vorkommnisse. Diese können für die konkrete Durchführung einer HRA im Rahmen einer PSA genutzt werden, wenn sie auf einer gemeinsamen theoretischen und empirischen Plattform für beide Analysearten basieren.

### **Prospektive Analyse**

Wesentliche Zielsetzung einer PSA stellt die Untersuchung und Identifikation von unerwünschten Zuständen mit den damit verbundenen Auftretenshäufigkeiten dar, die sich aus dem Handeln des Menschen in dem sozio-technischen Umfeld nach Eintreten einer Störung oder eines Störfalls ergeben. Dabei ist das menschliche Handeln in der dynamischen Entwicklung eines Ereignisablaufpfades systematisch zu berücksichtigen und zu bewerten.

Die Eingangsgrößen für diese durchzuführende prospektive Analyse, d. h. die Erfahrungen und Erkenntnisse sowie Informationen, Daten und Parameter der vorangegangenen Schritte, beinhalten ein vertieftes und umfassendes Verständnis

- des sozio-technischen Systems sowie
- der tatsächlichen Manifestationen bei der Durchführung von Maßnahmen und Überwachungsaufgaben,

woraus umgebungs- und kontextabhängige Randbedingungen und Einflussgrößen analysiert und ermittelt werden, welche die Durchführung von Personalhandlungen beeinflussen. Alle Erkenntnisse sowie Informationen, Daten und Parameter, die bis dahin erfasst und zusammengestellt wurden, werden somit für die prospektive Analyse ausgewertet, um mögliche Formen von Handlungsfehlern zu ermitteln.

Die Verwendung eines Verfahrens gemäß den Methoden und Techniken der ersten Generation (wie /SWA 83/, /SWA 87/) generiert ein auf die systemtechnischen Erfordernisse ausgerichtetes Handlungsmodell.

Der wesentliche Unterschied bei Verwendung von weiterentwickelten Verfahren im Vergleich zu Methoden und Techniken der ersten Generation liegt in der mensch- und handlungsfokussierten Perspektive, d. h. der Auswertung, Analyse und schließlich probabilistischen Bewertung, warum Personen auf eine bestimmte Art und Weise bei der Durchführung von Maßnahmen und Überwachungsaufgaben handeln und was aus dem umgebenden Kontext die Fehler auslöst. Somit können kognitive Funktionen und Prozesse, Handlungsfehler, Einflussgrößen und Fehlermechanismen, die bisher nicht berücksichtigt werden können, identifiziert und berücksichtigt werden. Damit kann die bisherige, eher systemtechnische Perspektive überwunden werden, bei der nach der Fehlerwahrscheinlichkeit für eine bestimmte Maßnahme gefragt wird, die für den Erfolg einer Systemfunktion erforderlich ist und die nur eine Zielsetzung aus Sicht der System- und Verfahrenstechnik verfolgt.

Weiterentwickelte Verfahren erlauben ebenfalls die Berücksichtigung von Erkenntnissen bzw. Daten, die aus einer konsistenten und kohärenten Analyse von real aufgetretenen Vorkommnissen aus der Betriebserfahrung gewonnen wurden.

Dazu ist anzumerken, dass – mit der Zielsetzung einer durchzuführenden PSA – nur die sichtbaren Formen von Handlungsfehlern, d. h. die Manifestationen von Fehlermechanismen, explizit berücksichtigt werden. Nichtsdestoweniger führt die Berücksichtigung eines umfassenden methodischen Rahmens zur Identifikation von Fehlerarten (EoCs), die andernfalls nicht reflektiert bzw. vorhergesagt worden wären.

### **Sicherheitsanalyse**

Für alle im Rahmen einer PSA zu berücksichtigenden Personalhandlungen ist eine HRA durchzuführen. Dies beinhaltet u. U. ein iteratives und rekursives Vorgehen einschließlich einer angemessenen Kommunikation zwischen HF-Analysten und Experten der anderen beteiligten Fachgebiete, wobei möglichst folgende Punkte zu berücksichtigen sind:

- die Wechselwirkung bzw. Rückkopplung von System- und Verfahrenstechnik, der Arbeitsumgebung und des sozio-technischen Kontextes,
- die Einbeziehung ereignisablaufpfadabhängiger Prozessabläufe und kontextspezifischer Randbedingungen,
- alle Arten von möglicherweise bestehenden gegenseitigen Abhängigkeiten,
- die Auswirkungen von möglicherweise existierenden Fehlererkennungsmöglichkeiten und
- die Sensitivität von Bewertungen, insbesondere von solchen, die einzelne Ergebnisse oder das Gesamtergebnis beeinflussen.

Als Ergebnis der durchgeführten Arbeiten liegt eine qualitative und quantitative Bewertung der Zuverlässigkeit zu berücksichtigender Personalhandlungen, d. h. die Auswertung der Häufigkeiten von Handlungsfehlern und deren Auswirkungen, für die einzelnen Ereignisablaufsequenzen vor.

Letztendlich sind die Ergebnisse der gesamten HRA mit der Analyse der Systemtechnik in den entsprechenden üblichen Ereignisablaufanalysen für die durchzuführende PSA zu integrieren. Eine umfassende und nachvollziehbare Dokumentation der gesamten HRA-Durchführung ist unerlässlich.

### 3.4.5 Literatur

- /CAC 97/ Cacciabue, P. C.: A Methodology of Human Factor Analysis for Systems Engineering: Theory and Applications. IEEE Transaction on Systems, Man and Cybernetics, IEEE-SMC, 27 (3), 1997, pp. 325-339.
- /HOL 94/ Hollnagel, E., P. C., Cacciabue, : Reliability of Cognition, Context, and Data for a Second Generation HRA. Proceedings of International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management. San Diego, California, 20-25 March 1994.
- /IAEA 95/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Series No. 50-P-10, Wien, 1995, ISBN 920-103395-8.
- /NEA 00/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Errors of Commission in Probabilistic Safety Assessment, Nuclear Safety, NEA/CSNI/R (2000) 17, Juni 2000.
- /PRE 10/ Preischl, W.: Verifikation von Zuverlässigkeitsdaten für Personalhandlungen im Rahmen der PSA. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3515, Garching, 2010.
- /PRE 13a/ Preischl, W., Fassmann, W.: Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen durch Auswertung der aktuellen deutschen Betriebserfahrung. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3716, Garching, 2013.
- /PRE 13b/ Preischl, W., Hellmich, M: Human error probabilities from operational experience of German nuclear power plants. Reliability Engineering and System Safety 109, S-150–159, 2013.
- /REA 90/ Reason, J.,: Human error. Cambridge University Press, Cambridge, UK, 1990.
- /RESS 04/ Special Issue on Human Reliability Analysis: Data Issues and Errors of Commission. Reliability Engineering and System Safety, RE & SS, 83 No 2, 2004, Elsevier, Amsterdam, 2004.
- /SWA 83/ Swain, A. D., Guttman, H.E.: Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications. Final Report, NUREG/CR-1278, Sand 80-0200 RX, AN, 1983.
- /SWA 87/ Swain, A .D: Accident Sequence Evaluation Program, Human Reliability Analysis Procedure. NUREG/CR-4772, Sand 86-1996, RX, AN. Februar 1987.
- /VDI 10/ Verein deutscher Ingenieure (VDI): VDI 4006 (2010) – Menschliche Zuverlässigkeit – Teil 3: Menschliche Zuverlässigkeit – Methoden zur Ereignisanalyse (Gründruck), Beuth-Verlag, Berlin, 2010.

## 3.6 EINWIRKUNGEN VON AUSSEN

### 3.6.3 Hochwasser

#### 3.6.3.1 Einleitung

Das Ereignis „Hochwasser“ ist in seiner sicherheitstechnischen Bedeutung dadurch charakterisiert, dass Wasser von außerhalb des Kraftwerksgeländes auf das Anlagengelände oder in der Folge auch in Anlagengebäude eindringt. Dadurch kann es zu auslösenden Ereignissen oder zum Ausfall von Sicherheitsfunktionen kommen, sodass eine potentielle Gefährdung der Anlagensicherheit gegeben ist. Es kann davon ausgegangen werden, dass wetterbedingte Gefährdungssituationen durch Hochwasser sich rechtzeitig ankündigen, sodass verschiedene (betriebliche) Maßnahmen zum Schutz der Anlagen ergriffen werden können. Insbesondere kann davon ausgegangen werden, dass genügend Zeit verbleibt, die Anlagen vor Eintritt einer Gefährdung abzuschalten und in den betrieblich geregelten Nachkühlbetrieb abzufahren. Ferner kann durch eine Reihe von administrativen Maßnahmen der Hochwasserschutz der Anlagen kurzfristig verbessert werden.

Im Unterschied zu internen Überflutungen, die durch Versagen oder Fehlbedienung von wasserführenden Systemen innerhalb der Anlage verursacht werden können, betrifft das Hochwasser – auch als „anlagenexterne Überflutung“ bezeichnet – nicht nur einzelne Raumbereiche, sondern im Allgemeinen die gesamte Anlage. Als Ursachen für Hochwasser sind extrem erhöhte Wasserstände des am Standort gelegenen Flusses, des Meeresspiegels oder sonstiger Gewässer zu betrachten. Erhöhte Wasserstände können sowohl aus natürlichen Ursachen (z. B. länger andauernde Starkregen, Sturmflut), aber auch aus dem technischen Versagen von anlagenexternen Hochwasserschutzmaßnahmen wie z. B. Staustufen oder Dämmen resultieren.

In den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke Abschnitt 2.4 „Schutzkonzept gegen Einwirkungen von innen und außen sowie gegen Notstandfälle“ sind in Verbindung mit Anhang 3 Schutzmaßnahmen gegen Hochwasser gefordert /SiAnf/. Bezüglich der deterministischen Auslegung sind insbesondere die Anforderungen der KTA-Regeln KTA 2207 /KTA 04/ und KTA 2501 /KTA 10/ zu beachten.

In diesem Abschnitt werden Vorgaben für die probabilistische Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken für das einleitende Ereignis „Hochwasser“ gemacht. Dabei wird eine gestaffelte Vorgehensweise beschrieben, bei der sich der Analysenumfang an der standortspezifischen Hochwassergefährdung orientiert /HOF 98/.

#### 3.6.3.2 Anforderungen der KTA 2207, der KTA 2501 und Begriffe

In diesem Abschnitt werden kurz die relevanten Anforderungen und Begriffe der KTA 2207 „Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser“ /KTA 11/ und der KTA 2501 „Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken“ /KTA 10/ zitiert.

##### Allgemeine Anforderungen der KTA 2207

KTA 2207 /KTA 04/ definiert folgende Begriffe:

**Bemessungshochwasser:** Das Bemessungshochwasser ist das Hochwasserereignis, das dem Hochwasserschutz der Anlage zur Einhaltung der sicherheitstechnischen Schutzziele zugrunde liegt.

**Permanenter Hochwasserschutz:** Permanenter Hochwasserschutz ist der Hochwasserschutz, der ständig wirksam ist (z. B. Schutz durch hochwassersichere Umschließung, erhöhte Anordnung, Abdichtung).

**Temporärer Hochwasserschutz:** Temporärer Hochwasserschutz ist der Hochwasserschutz, der nur zeitweise wirksam wird (z. B. Schutz durch mobile Hochwasserbarrieren).

Es sind folgende **Standorte** zu unterscheiden:

- Flussstandorte und Standorte an Binnenseen, die durch Hochwasserabflüsse aus dem jeweiligen Einzugsgebiet gefährdet werden.
- Küstenstandorte, die durch den Hochwasserstand des Meeres gefährdet werden.
- Standorte an Tideflüssen, die durch Hochwasserabflüsse aus dem Einzugsgebiet des Flusses und durch den Hochwasserstand des Meeres gefährdet werden.

Zu den Bemessungsgrundlagen führt die KTA 2207 /KTA 04/ folgendes aus:

**Bemessungshochwasser:** Für das Bemessungshochwasser sind zur Bestimmung des Bemessungswasserstandes der maßgebende Hochwasserabfluss und Hochwasserstand zu ermitteln. Dabei sind alle maßgebenden Einflussgrößen und deren absehbare Veränderungen zu erfassen. Insbesondere ist zu prüfen, inwieweit die folgenden Einflussgrößen in Betracht zu ziehen sind:

- a) bei Flusstandorten und Standorten an Binnenseen:
  - aa) Niederschlag,
  - ab) Schnee- und Gletscherschmelze,
  - ac) Zustand und Eigenschaften des Einzugsgebietes,
  - ad) Retention vor Ort und im Einzugsgebiet,
  - ae) Rückstau,
  - af) Eisversetzung,
  - ag) Überströmen und Versagen von Deichen,
  - ah) Stauanlagen,
  - ai) Windstau und Wellenauflauf,
  - aj) Dauer und Ablauf des Hochwasserereignisses.
- b) bei Küstenstandorten:
  - ba) Tide,
  - bb) Überströmen und Versagen von Seedeichen,
  - bc) Wind- und Brandungsstau,
  - bd) Wellenauflauf,
  - be) säkularer Anstieg,
  - bf) Fernwelle,
  - bg) Dauer und Ablauf des Sturmflutereignisses.
- c) bei Standorten an Tideflüssen: Auftretende Einflussgrößen aus a) und b).

Weiterhin ist zu prüfen, welche Einflussgrößen gleichzeitig auftreten können und deshalb überlagert werden müssen. Zur Festlegung des Hochwasserschutzes ist die Abhängigkeit des Hochwasserabflusses und des Hochwasserstandes von der Überschreitungswahrscheinlichkeit darzustellen.

**Bemessungswasserstand:** Als Bemessungswasserstand ist der höchste Wasserstand zu ermitteln, der sich im Bereich der zu schützenden Anlagenteile und der Schutzbauwerke einstellt. Dabei sind die obigen Einflussgrößen zu berücksichtigen.

Für **Binnenstandorte** ist als Ausgangsgröße zur Ermittlung des Bemessungswasserstandes ein Hochwasserabfluss im Gewässer mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  anzusetzen.

Für **Küstenstandorte** und **Standorte an Tideflüssen** ist zur Ermittlung des Bemessungswasserstandes als Ausgangsgröße ein Sturmflutwasserstand mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  anzusetzen.

**Hochwasserschutzmaßnahmen:** Der Hochwasserschutz ist durch bauliche Schutzmaßnahmen, Sicherstellung der Zugänglichkeit und organisatorische und administrative Maßnahmen sicherzustellen. Es ist ein Schutzkonzept zu entwickeln, welches anlagenspezifisch das Zusammenwirken der unter der in der obigen Aufzählungen a) bis c) genannten Maßnahmen darstellt.

**Bauliche Schutzmaßnahmen:** Gegen den Bemessungswasserstand muss grundsätzlich permanenter Hochwasserschutz bestehen. Für einzelne Bereiche der Anlage darf bei einer ausreichenden Vorwarnzeit, in der die temporären Hochwasserschutzmaßnahmen durchgeführt werden können, abweichend davon die Differenzhöhe zwischen dem Wasserstand beim Hochwasser mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $10^{-2}/a$  und dem Bemessungswasserstand durch temporären Hochwasserschutz abgedeckt werden.

Standortabhängig sind insbesondere folgende Maßnahmen des permanenten Hochwasserschutzes anzuwenden:

- a) Höherlegung des Kraftwerksgeländes,
- b) erhöhte Anordnung der zu schützenden Anlagenteile,
- c) erhöhte Anordnung von Eingängen und Öffnungen,
- d) hochwassergesicherte Umschließung der zu schützenden Anlagenteile,
- e) Abdichtung gegen drückendes Wasser,
- f) wasserdichte Ausbildung von Durchführungen,
- g) Sicherstellung der Entwässerung des Kraftwerksgeländes im Hochwasserfall.

Beim temporären Hochwasserschutz sind insbesondere folgende Maßnahmen anzuwenden:

- a) Einsatz mobiler Hochwasserbarrieren (z. B. Dammbalkenverschlüsse),
- b) Einsatz von Lenzpumpen.

Es ist weiterhin zu beachten, dass Einrichtungen des Hochwasserschutzes hinsichtlich ihres anforderungsgerechten Zustandes wiederkehrend zu prüfen sind. Einrichtungen des Hochwasserschutzes hingegen, die druckwasserfest auszuführen sind und keiner WKP unterliegen, sind so auszulegen, dass während ihrer geplanten Lebensdauer der Schutzzumfang zur Einhaltung der Schutzziele gemäß /SiAnf/ erhalten bleibt.

**Sicherstellung der Zugänglichkeit**

Die Zugänglichkeit und die Versorgung mit notwendigen Betriebsmitteln für sicherheitstechnisch relevante Einrichtungen müssen auch beim Bemessungshochwasser sichergestellt bleiben. Dabei dürfen auch Organisationen wie das technische Hilfswerk in Anspruch genommen werden.

Weiterhin ist KTA 2207 /KTA 04/, Abschnitt 5, zu Einwirkungskombinationen und Nachweisen zu betrachten.

**Allgemeine Anforderungen der KTA 2501**

Gemäß KTA 2501 /KTA 10/ ist für den Schutz gegen Hochwasser die Bauwerksabdichtung bis auf die Höhe des Bemessungswasserstandes nach KTA 2207 /KTA 04/ auszuführen; oder der Bauwerksbereich oberhalb der Abdichtungsoberkante ist so auszuführen, dass die für die Erhaltung des Schutzzumfanges nach KTA 2207 erforderliche Dichtigkeit sichergestellt ist.

**3.6.3.3 Analysenumfang**

Zur Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Ereignis „Hochwasser“ ist eine gestaffelte Nachweisführung abhängig von der standortspezifischen Gefährdung vorgesehen. Sie ist in Tabelle 3-8 zusammenfassend dargestellt.

**Tabelle 3-8: Gestaffelte Nachweisführung für das Ereignis Hochwasser**

Kriterium	Analysenumfang	Anmerkung
Aufgrund der Topographie und der Anlagenauslegung ist ein Ausfall von vitalen Funktionen (praktisch) ausgeschlossen. Temporäre Maßnahmen werden dabei nicht berücksichtigt.	Es ist keine Analyse erforderlich.	Angenommen wird, dass die Auslegung der Anlage das Basislevel gemäß RSK SÜ erfüllt /RSK 11/. Zur Interpretation des Begriffs „(praktisch) ausgeschlossen“ vergleiche auch die Erläuterungen zur Sicherheitsphilosophie der RSK /RSK 13/.
Wenn die Analyse der hochwasserbedingten Ereignisabläufe gemäß dem Vorgehen unter „Analyseumfang“ zeigt, dass der Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit dieses Ereignisses deutlich unter $10^{-6}/a$ liegt, dann sind weitergehende Betrachtungen nicht erforderlich.	Die Maßnahmen des anlagenspezifischen Hochwasserschutzkonzeptes gemäß KTA 2207 sind probabilistisch zu bewerten. Es ist darzulegen, dass die bedingte Wahrscheinlichkeit für einen unbeherrschbaren Wassereintrag deutlich kleiner als $10^{-2}$ einzuschätzen ist. Es sind mögliche Eindringpfade für Wasser in relevante Bauwerke und Anlagenteile zu ermitteln. Für die Abschätzungen zum Wassereintrag sind nur die Bauwerke (einschließlich anschließender Rohr- und Kabelkanäle) von Bedeutung, die Systeme zur Notstromversorgung und zur Nachwärmeabfuhr enthalten. Anschließend ist die bedingte Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der für die Kernkühlung erforderlichen Systeme beim Bemessungshochwasser abzuschätzen. Weiterhin sind hier Erkenntnisse aus qualifizierten Anlagenbegehungen zu berücksichtigen.	Bei der Analyse werden nur permanente Schutzmaßnahmen zugrunde gelegt. Anlageninterne Notfallmaßnahmen können berücksichtigt werden. Das Abfahren der Anlage erfolgt nach BHB entweder bei einem Wasserstand, der einen erheblichen Abstand zum Bemessungshochwasser beinhaltet oder bei Eintreten von definierten situationsbedingten anlagenspezifischen Zuständen, z. B. bei einem absehbaren Ausfall der Hauptwärmesenke.

Kriterium	Analysenumfang	Anmerkung
Sonst	Es werden vertiefte Ereignisablaufbetrachtungen notwendig. Temporäre anlagenspezifische Schutzmaßnahmen können berücksichtigt werden.	Sofern das vereinfachte Verfahren nicht zum Erfolg führt, ist ein erhöhter Aufwand notwendig.

Die folgenden Überlegungen gehen davon aus, dass die Anlage für ein Bemessungshochwasser (10.000-jährliches Hochwasser) ausgelegt ist.

### Schritt 1: Prüfung der Notwendigkeit

Vor der Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Ereignis „Externe Überflutung“ ist mit Blick auf den erheblichen Aufwand erst deren Notwendigkeit festzustellen.

Kann bei der ersten Einschätzung der standortspezifischen Standortgefährdung festgestellt werden, dass die Überflutung des Anlagengeländes auf Grund der Höhenlage der Anlage und der Umgebung vorzufindenden topologischen Verhältnisse auszuschließen ist, dann ist eine Analyse nicht erforderlich. Hierzu liegen gemäß /RSK 11/ Erkenntnisse zu allen Anlagen in Deutschland vor.

### Schritt 2: Erstanalyse

Führt diese Betrachtung nicht zum Erfolg, dann sind die Maßnahmen des anlagenspezifischen Hochwasserschutzkonzeptes gemäß KTA 2207 /KTA 04/ probabilistisch zu bewerten.

Es ist darzulegen, dass die bedingte Wahrscheinlichkeit für einen unbeherrschbaren Wassereintrag deutlich kleiner als  $10^{-2}$  einzuschätzen ist. Dafür sind mögliche Eindringpfade für Wasser in relevante Bauwerke und Anlagenteile zu ermitteln. Für die Abschätzungen zum Wassereintrag sind nur die Bauwerke (einschließlich anschließender Rohr- und Kabelkanäle) von Bedeutung, die Systeme zur Notstromversorgung und zur Nachwärmeabfuhr enthalten. Anschließend ist die bedingte Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der für die Kernkühlung erforderlichen Systeme beim Bemessungshochwasser abzuschätzen.

Hierzu sind ebenfalls wie bei den übergreifenden Ereignissen „Erdbeben“ oder „Brand“ Erkenntnisse aus qualifizierten Anlagenbegehungen zu berücksichtigen. Diese Festlegung ergibt sich aus der Tatsache, dass es in der Praxis nur begrenzte Daten gibt, Zuverlässigkeitskenngrößen für bauliche und bautechnische Anlagenteile abzuschätzen. Anlageninterne Notfallmaßnahmen können für diese Analyse gemäß /SiAnf/ ebenfalls berücksichtigt werden. Das Abfahren der Anlage erfolgt nach BHB entweder bei einem Wasserstand, der einen erheblichen Abstand zum Bemessungshochwasser beinhaltet, oder bei Eintreten von definierten situationsbedingten anlagenspezifischen Zuständen, z. B. bei einem absehbaren Ausfall der Hauptwärmesenke.

Wenn diese Erstanalyse (bei Auftreten eines Bemessungshochwassers) bzgl. der Nichtverfügbarkeiten der bei der Auslegung zugrunde gelegten Hochwasserschutzmaßnahme zeigt, dass der Beitrag dieses Ereignisses zu der Kernschadenshäufigkeit deutlich unter  $10^{-6}/a$  liegt, dann sind weitergehende Betrachtungen nicht erforderlich (siehe auch /HOF 98/).

### Schritt 3: Vertiefte Analyse

Sofern das vereinfachte Verfahren nicht zum Erfolg führt, weil z. B. erkannt wird, dass auch Hochwasserstände, die wesentlich unterhalb des Bemessungshochwassers nach KTA 2207 liegen, erhebliche Beiträge zu den Kernschadenszuständen liefern können, ist ein erhöhter Aufwand notwendig. Hierbei können temporäre anlagenspezifische Schutzmaßnahmen berücksichtigt werden. Anlageninterne Notfallmaßnahmen können auch hier gemäß /SiAnf/ berücksichtigt werden. Im Einzelfall ist hier auch eine Bewertung von Personalhandlungen vorzunehmen. Qualifizierte Anlagenbegehungen sind in jedem Fall durchzuführen.

### 3.6.3.4 Methodenbeschreibung für die vertiefte Analyse

#### 3.6.3.4.1 Prinzipielle Vorgehensweise

Die probabilistische Hochwasser-Sicherheitsanalyse gliedert sich in den folgenden vier größeren Teilschritten. Die folgenden Ausführungen gelten für die vertiefte Analyse gemäß obigem Schritt 3.

##### **Schritt 1: Die Gefährdungsanalyse des Standortes**

Für Anlagen, bei denen auch bei wesentlich geringeren Hochwasserständen als dem Bemessungshochwasserstand schon Barrieren zum Schutz von angeforderten Sicherheitsfunktionen benötigt werden, ist aufzuzeigen, dass diese Ereignisse zur Häufigkeit von Kernschadenszuständen durch Hochwasser nicht dominant beitragen. Ansonsten sind für die entsprechenden Hochwasserstände Eintrittshäufigkeiten zu ermitteln und ergänzende Untersuchungen zur Versagenswahrscheinlichkeit von Schutzbarrieren durchzuführen. Dabei können die in Abschnitt 3.6.3.4.2 und 3.6.3.4.3 beschriebenen Methoden ebenfalls zur Anwendung kommen. Für Standorte, bei denen auf Grund der Topographie auch deutlich höhere Hochwasserstände als der Bemessungshochwasserstand bei entsprechend geringer Überschreitenswahrscheinlichkeit auftreten können, ist im Rahmen der Unsicherheitsbetrachtungen aufzuzeigen, dass ggf. kein schlagartiges Versagen der Gegenmaßnahmen und der benötigten Sicherheitsfunktionen gegeben ist.

##### **Schritt 2: Bewertung der Nichtverfügbarkeit der Sicherheitsfunktionen**

Im 2. Schritt ist der Nachweis zu führen, dass ausgehend von einem angenommenen Wasserstand auf dem Anlagengelände, der dem Bemessungshochwasser entspricht, die Nichtverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen zur elektrischen Energieversorgung und zur Nachwärmeabfuhr (abgeschaltete Anlage vorausgesetzt) über einen Zeitraum von fünf Tagen für Flussstandorte und einen Tag für Tidestandorte deutlich kleiner als  $10^{-2}/a$  anzunehmen ist. Dazu sind zunächst die Möglichkeiten für das Eindringen von Wasser in Raumbereiche mit angeforderten Sicherheitsfunktionen unter grundsätzlicher Berücksichtigung der Überflutung nicht geschützter Bauwerke (sofern auf Grund des Wasserstandes zu unterstellen) sowie des Versagens der ersten Hochwasserschutzbarriere (z. B. temporäre Hochwasserschutzmaßnahmen, Türen, Abschottungen, Kabel- und Rohrdurchdringungen) am geschützten Bauwerk zu ermitteln. Dabei sind Folgewirkungen (z. B. geodätischer Wasserdruck) an trennenden Bauteilen und Abschottungen zu berücksichtigen. Ein Versagen von permanent vorhandenen Betonstrukturen und großflächigen Abdichtungen ist nicht zu unterstellen. Im Weiteren ist die Versagenswahrscheinlichkeit der ersten Schutzbarriere zu ermitteln. Sofern dabei Versagenswahrscheinlichkeiten größer als  $10^{-2}/a$  ermittelt werden, sind je nach Redundanzgrad der vorhandenen Sicherheitseinrichtungen und deren möglicher Betroffenheit weitere Schutzbarrieren zu bewerten.

##### **Schritt 3: Analyse des Ereignisablaufs**

Analyse des Ereignisablaufs und Quantifizierung der Beiträge zur Gesamthäufigkeit von Kernschadenszuständen entsprechend den Anforderungen nach Abschnitt 3.6.3.4.6.

##### **Schritt 4: Unsicherheitsbetrachtungen**

Zu den durchgeführten Analysen sind Unsicherheitsbetrachtungen durchzuführen. Bezüglich der Ermittlung des mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  korrelierten Bemessungshochwassers bzw. Hochwasserstands können diese auf die Anwendung unterschiedlicher Ermittlungsverfahren, die Berücksichtigung von stochastischen Parameterstreuungen sowie insbesondere auch für die Ermittlung von Versagenswahrscheinlichkeiten von Schutzbarrieren auf Experteneinschätzungen basieren.

#### 3.6.3.4.2 Ermittlung der standortspezifischen Überschreitenswahrscheinlichkeit für das Bemessungshochwasser

Für die Ermittlung der standortspezifischen Überschreitenswahrscheinlichkeit für das Bemessungshochwasser können grundsätzlich unterschiedliche Vorgehensweisen verwendet werden.

Eine mögliche Vorgehensweise beruht auf der statistischen Auswertung gemessener Hochwasserspitzenwerte (Abflussmenge bei Flussstandorten oder ansonsten Wasserstände) für einen möglichst langen Zeitbereich, bei dem sich aber die heutigen Umgebungsbedingungen nicht wesentlich geändert haben. Nach den für deutsche Standorte vorliegenden Messdaten ist anhand geeigneter statistischer Extremwertanalyseverfahren (z. B. nach /DVWK 99/) damit in der Regel eine Aussage für eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-2}/a$  unmittelbar erreichbar. Um die gewünschte Aussage für eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  zu erhalten, bedarf es einer Extrapolation, für die prinzipiell eine Vielzahl von Verteilungsfunktionen zur Anwendung kommen kann. Für die konkrete Anwendung stehen Verteilungsfunktionen und Schätzverfahren für die Parameter dieser Verteilungsfunktionen zur Verfügung (s. /KHR 01/ und /JEN 03/).

Eine andere Vorgehensweise beruht auf beobachteten Extremwerten. Dabei werden diese Daten aber unmittelbar einer wahrscheinlichkeitstheoretischen Behandlung unterzogen /JEN 03/, /ROS 03/. Grundlage dieser Behandlung ist die Voraussetzung, dass es eine physikalisch definierbare Obergrenze für das maximale Hochwasser gibt. Die einzelnen Schritte der Ermittlung von Überschreitenswahrscheinlichkeiten entsprechen bei diesem Verfahren prinzipiell der Vorgehensweise, wie sie auch für die Ermittlung geringer Überschreitenswahrscheinlichkeiten von großen Erdbebenstärken zur Anwendung kommt /ROS 03/.

Wegen der unterschiedlichen physikalischen Vorgänge des Hochwassers an Binnengewässern sowie an Küstenstandorten und Standorten an Tidegewässern sind sowohl für statistische Extrapolationsverfahren als auch für unmittelbare Wahrscheinlichkeitsberechnungen standortspezifische Ermittlungen mit jeweils unterschiedlichen Einflussgrößen und Modellen heranzuziehen.

#### **3.6.3.4.3 Einflussgrößen und Modelle für Flusstandorte und Standorten an Binnenseen**

Es ist zu prüfen, welche der Einflussgrößen aus Abschnitt 3.6.3.4.2 gleichzeitig auftreten können und deshalb gemäß KTA 2207 überlagert werden müssen. Hierbei können auch probabilistische Bewertungen mit Abschneidekriterien, die am Ziel der Sicherheitsanalyse ausgerichtet sind, zur Anwendung kommen. Eine Kombination mit anderen unabhängigen Ereignissen, wie Brand oder Erdbeben, kann im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse auf Grund der zu erwartenden geringen Beiträge unberücksichtigt bleiben.

Anhand geeigneter statistischer Extrapolationsverfahren oder probabilistischer Verfahren ist für Flusswasserstandorte und Standorte an Binnenseen die Abhängigkeit des Hochwasserabflusses von der Überschreitungswahrscheinlichkeit darzustellen. Ein geeignetes statistisches Extrapolationsverfahren, wie es auch für die Anwendung zu /KTA 04/ ausgewiesen wurde, ist im Abschnitt 3.6.3.4.5 beschrieben. In /JEN 03/ werden auch Hinweise auf andere geeignete Verfahren gegeben.

Für die relevanten Hochwasserabflusswerte ist im Weiteren standortspezifisch anhand verschiedener möglicher Vorgehensweisen der mit dem Hochwasserabfluss korrelierte Wasserstand im Bereich der gefährdeten Bauwerke und Anlagenteile zu ermitteln. Als übliche Vorgehensweisen sind dazu eine hydraulische Berechnung der Wasserstände oder kleinmaßstäbliche geografische Versuchsanordnungen zu nennen.

#### **3.6.3.4.4 Einflussgrößen und Modelle für Standorte an Tideflüssen**

Es ist zu prüfen, welche der Einflussgrößen aus Abschnitt 3.6.3.4.2 zusätzlich zu den für Flusstandorte genannten Einflussgrößen zu berücksichtigen sind. Dabei ist auf Grund der standortspezifischen Gegebenheiten zu entscheiden, welche der insgesamt betrachteten Einflussgrößen maßgebend sind. Anhand geeigneter statistischer Extrapolationsverfahren oder probabilistischer Verfahren ist für Standorte an Tideflüssen die Abhängigkeit der Überschreitungswahrscheinlichkeit vom Sturmflutwasserstand darzustellen. Bezüglich einer vertieften Beschreibung und anderer geeigneter Verfahren wird auf die Literatur /JEN 02/, /JEN 03/ und /ROS 03/ verwiesen.

#### **3.6.3.4.5 Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeit von Hochwasserschutzmaßnahmen**

Für die Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeit von Hochwasserschutzmaßnahmen sind grundsätzlich sowohl ereignisunabhängige als auch ereignisbedingte Ausfallmöglichkeiten in Betracht zu ziehen. Dabei können folgende Hochwasserschutzmaßnahmen und -einrichtungen von Bedeutung sein:

- dem Schutz der Anlage dienende Deiche,
- Bauteile zur hochwassergesicherten Umschließung zu schützender Anlagenteile,
- Abdichtungen gegen drückendes Wasser,
- wasserdichte Ausbildung von Rohr- und Kabeldurchführungen,
- wasserdichte Abtrennung von anschließenden Kanälen,
- Entwässerung des Kraftwerksgeländes und von Gebäuden im Hochwasserfall.

Hinsichtlich temporärer Hochwasserschutzmaßnahmen können insbesondere folgende Maßnahmen von Bedeutung sein:

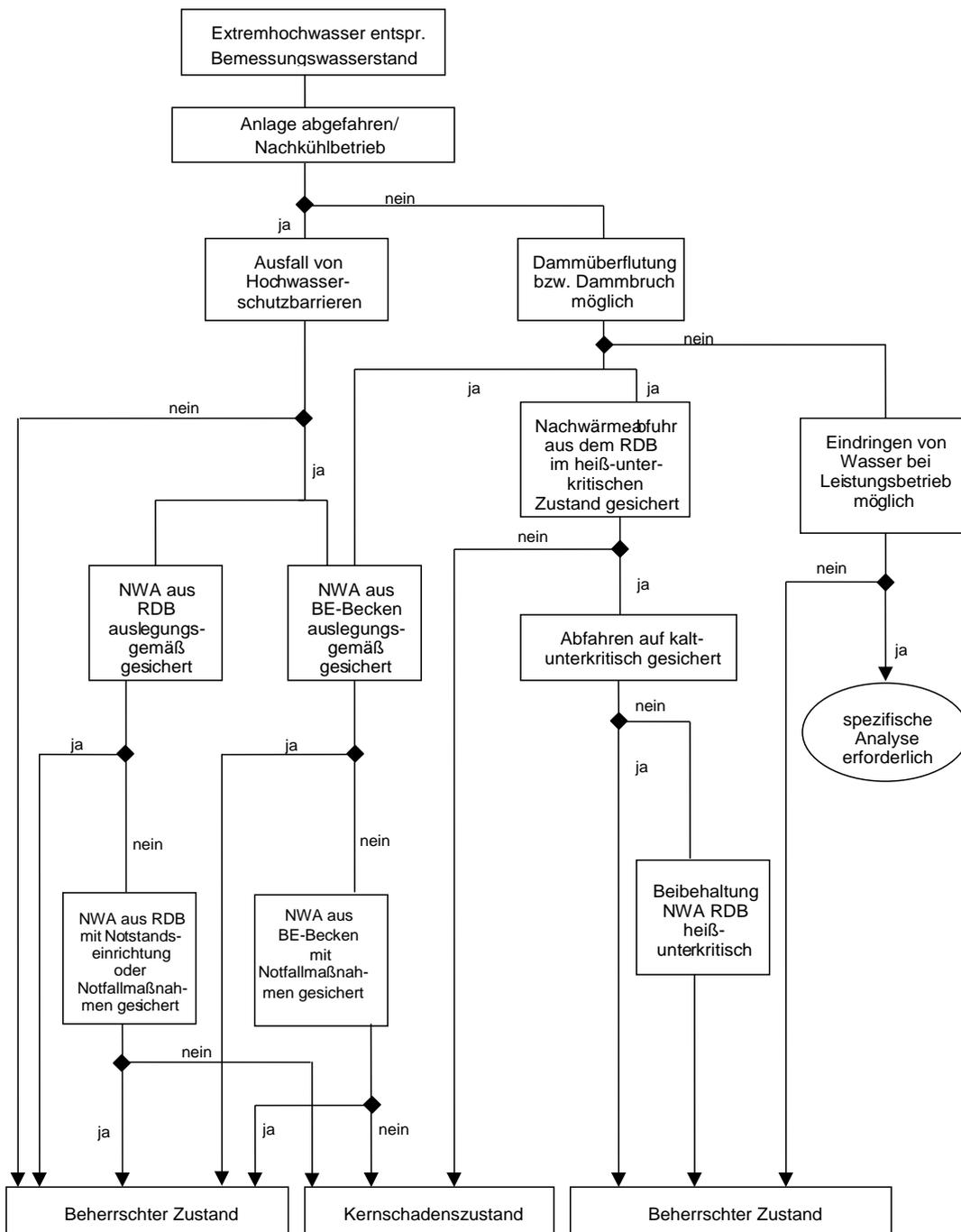
- Einsatz mobiler Hochwasserbarrieren (z. B. Dammbalkenverschlüsse, Verstärkung vorhandener Deiche/Dämme),
- Einsatz von Lenzpumpen,
- Einrichtungen zur Sicherstellung der Zugänglichkeit,
- ggf. Einrichtungen zur Versorgung mit Dieselmotorkraftstoff.

Für den ereignisunabhängigen Anteil der Versagenswahrscheinlichkeit sollten – soweit vorhanden – Zuverlässigkeitskenngrößen für vergleichbare Einrichtungen zugrunde gelegt werden. Ansonsten sind Experteneinschätzungen unter Berücksichtigung der Erfahrungen aus wiederkehrenden Prüfungen an solchen Einrichtungen und Erkenntnissen zum menschlichen Fehlverhalten vorzunehmen.

Für den ereignisbedingten Anteil ist zu prüfen, inwieweit die Einrichtungen den Anforderungen (z. B. Wasserdruck) genügen, die für den Bemessungswasserstand mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  anzunehmen sind. Sofern die tatsächliche Auslegung diesen Anforderungen genügt, ist ein ereignisbedingter Ausfall nicht zu unterstellen.

#### **3.6.3.4.6 Ermittlung und Quantifizierung der Ereignisabläufe**

Für die Ereignisablaufbetrachtungen ist ein Ablauf entsprechend Abbildung 3-9 zu analysieren. Dabei ist zunächst zu prüfen, ob die Anlage bei den für die Sicherheitsanalyse relevanten Hochwasserständen schon in einem abgefahrenen Zustand ist oder sich noch im Leistungsbetrieb befinden kann. Dies ist den Betriebsvorschriften zu entnehmen.



**Abbildung 3-9: Ereignisablaufbetrachtungen zu „Hochwasser“ für Kernkraftwerke**

Im abgefahrenen Zustand sind folgende Sicherheitsfunktionen zu betrachten:

- die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter und dem Brennelementlagerbecken über die dafür betrieblich vorgesehene Systeme,
- ggf. die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter und dem Brennelementlagerbecken über Notstandseinrichtungen,
- ggf. bei DWR-Anlagen die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter durch Wiederinbetriebnahme der sekundärseitigen Wärmeabfuhr sowie die Wärmeabfuhr aus dem BE-Lagerbecken durch anlageninterne Notfallmaßnahmen,
- die elektrische Energieversorgung für die o. g. Sicherheitsfunktionen durch die betriebliche Eigenbedarfsversorgung, die normale Notstromversorgung oder die Notstromversorgung aus Notstandseinrichtungen.

Bei den Ereignisablaufbetrachtungen ist zu prüfen, ob die Zugänglichkeit zu Einrichtungen, die für Sicherheitsfunktionen benötigt werden und die Versorgung mit notwendigen Betriebsmitteln (für eine Dauer von fünf Tagen bei Binnenflusstandorten und für einen Tag bei Tidestandorten) gegeben ist oder in ausreichender Zeit (ggf. mit technischen Hilfsmaßnahmen) hergestellt werden kann.

Als möglicherweise vom Hochwasser betroffene Bauwerke sind insbesondere zu betrachten:

- Pumpenbauwerke der sicherheitsrelevanten Nebenkühlwasserversorgung, Kellerräume sowie ebenerdige Räume im Schaltanlagegebäude, im Notstromdieselgebäude und in Gebäuden mit Notstandseinrichtungen,
- verbindende Kanäle oder Rohr- und Kabeldurchführungen zwischen Maschinenhaus, Schaltanlagegebäude, Reaktorhilfsanlagegebäude, Reaktorgebäude sowie ggf. Gebäuden zur Notstromversorgung und mit Notstandseinrichtungen.

Ein Deichbruch beim Leistungsbetrieb kann zur Überflutung des Anlagengeländes und des Maschinenhauses mit Ausfall der zum Leistungsbetrieb notwendigen betrieblichen Einrichtungen führen. Für diesen Fall ist zunächst zu analysieren, welche Sicherheitseinrichtungen zur Nachwärmeabfuhr im heiß-unterkritischen Zustand betroffen sein könnten. Im Weiteren ist zu prüfen, ob ein Abfahren in den kalt-unterkritischen Zustand sicherheitstechnische Vorteile bietet oder ob die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktordruckbehälter weiter im heiß-unterkritischen Zustand erfolgen soll.

Für die Nachwärmeabfuhr aus dem Brennelementbecken ist zu prüfen, ob ausreichende Einrichtungen der Sicherheitsebenen 1 bis 3 sowie Notstandseinrichtungen zur Verfügung stehen. Gegebenenfalls können zur Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr auch anlageninterne Notfallmaßnahmen unter den Randbedingungen des Hochwassers in Betracht gezogen werden.

#### **3.6.3.4.7 Ermittlung der Gesamthäufigkeit der Kernschadenzustände**

Für vom Hochwasser nicht betroffene Sicherheitsfunktionen dürfen die ereignisunabhängigen Nichtverfügbarkeitsdaten aus der Analyse sonstiger Störfälle herangezogen werden. Mit Ausnahme von Kabelkellern ohne Verteilungen und Schalteinrichtungen ist für andere elektrische Anlagen und Einrichtungen sowie sonstige wasserempfindliche sicherheitsrelevante Anlagenteile bei deren Überflutung ein Ausfall zu unterstellen, sofern nicht eine wasserdichte Auslegung nachweislich vorliegt. Für die bedingte Überflutungswahrscheinlichkeit ist die abgeschätzte Ausfallwahrscheinlichkeit der jeweils betroffenen Hochwasserschutzmaßnahme (s. Abschnitt 3.6.3.4.5) maßgebend.

Sofern erkannt wird, dass auch Hochwasserstände, die wesentlich unterhalb des Bemessungshochwassers nach /KTA 04/ liegen, erhebliche Beiträge zu den Kernschadenzuständen liefern können, bedarf es einer erweiterten Analyse auch für diese Hochwasserstände. Die Gesamthäufigkeit eines Kernschadenzustands infolge Hochwasser ergibt sich dann aus der Summation der jeweiligen Beiträge.

#### **3.6.3.4.8 Ableitung von Hochwasserabflüssen und Sturmflutwasserständen der Überschreitungswahrscheinlichkeit von $10^{-4}/a$**

Der Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser geht nach KTA 2207 /KTA 04/ von einem Hochwasserereignis der Überschreitungswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}/a$  aus, d. h. von einem extrem seltenen Hochwasserereignis. Je nach Standort an Binnengewässern oder an Küsten und Tidegewässern unterscheiden sich jedoch die Vorgehensweisen zur Ermittlung des Bemessungswasserstandes im Bereich der zu schützenden Anlagenteile und Schutzbauwerke des Kraftwerks.

An Binnengewässern wird von einem Hochwasserabfluss im Gewässer dieser Überschreitungswahrscheinlichkeit ausgegangen. Bei Binnengewässern ist neben den Verhältnissen am Standort (maximal möglicher Durchfluss) auch die großräumige Retentionswirkung im Einzugsgebiet zu berücksichtigen. Bei derart seltenen Hochwasserereignissen kann von einer großräumigen Wirkung der Deichsysteme an Binnengewässern im Einzugsgebiet nicht mehr ausgegangen werden. An Küstenstandorten und Standorten an Tidegewässern wird von einem Sturmflutwasserstand dieser Überschreitungswahrscheinlichkeit ausgegangen.

Ein Verfahren zur Ableitung solch seltener Ereignisse ist in KTA 2207 /KTA 04/ dargelegt. Auf eine ausführliche Darstellung wird hier verzichtet. In /KTA 04/ wird darauf hingewiesen, dass im Einzelfall Standort abhängig auch andere Verfahren anwendbar sind.

## 3.6.4 Erdbeben

### 3.6.4.1 Einleitung

Bei einer vollständigen Seismischen Probabilistischen Sicherheitsanalyse der Stufe 1 (SPSA) wird die jährliche Häufigkeit seismisch induzierter Kernschadenszustände bestimmt.

Voraussetzung für die Durchführung einer SPSA ist, dass eine PSA der Stufe 1 für anlageninterne Störfälle vorliegt und dass deren Rechenmodelle und Eingangsdaten zur Verfügung stehen. Weiterhin wird vorausgesetzt, dass eine aktuelle Standortgefährdungsanalyse gemäß KTA 2201.1 (2011) durchgeführt wurde.

Zur Erreichung des oben genannten Zieles ist es notwendig, das vorhandene PSA-Anlagenmodell zu modifizieren und zu erweitern. In einer SPSA sind in das Anlagenmodell gegebenenfalls weitere neue erdbebeninduzierte Ereignisabläufe aufzunehmen. Auch müssen die Nichtverfügbarkeiten von passiven Komponenten und Systemen und die Versagenswahrscheinlichkeiten von allen relevanten Bauteilen, baulichen Anlagen, aktiven Systemen und Komponenten berücksichtigt werden. Außerdem kann eine Neubewertung von Personalhandlungen notwendig werden, z. B. bei der Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen.

International /IAEA 03/, /NEA 13/, /SKI 03/ wird empfohlen, in einer SPSA grundsätzlich folgende vier Schritte durchzuführen:

Im ersten Schritt ist standortspezifisch eine Gefährdungsanalyse für das Ereignis Erdbeben durchzuführen und zu überprüfen, ob weitere äußere Einwirkungen mit dem Ereignis Erdbeben zu überlagern sind. Es ist zu bewerten, welche weiteren Einwirkungen von außen und ihre Kombinationen einen Einfluss auf die Kernschadenshäufigkeit haben und welche in der Modellierung nicht berücksichtigt werden müssen.

In einem zweiten Schritt sind die erdbebenbedingten auslösenden Ereignisse zu identifizieren und bestehende Abhängigkeiten zu berücksichtigen.

Im dritten Schritt sind die Nichtverfügbarkeiten der relevanten Bauteile, Systeme und Komponenten (BSK) zu bestimmen, deren seismisch bedingter Ausfall einen Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit liefern kann. In einem systematischen Auswahlverfahren werden diese BSK bestimmt und in der sogenannten seismischen Ausrüstungsliste (SAL) zusammengefasst. Bei der Zusammenstellung der SAL werden Erkenntnisse aus systematischen Anlagenbegehungen herangezogen. Bei der Bestimmung der Nichtverfügbarkeiten sind seismisch bedingte Abhängigkeiten zu berücksichtigen. Zu den BSK gehören ggf. auch baulichen Anlagen. Danach erfolgt im letzten Schritt die Berechnung der Eintrittshäufigkeiten der Kernschadenszustände.

Im Folgenden werden Empfehlungen für die Durchführung von probabilistischen Untersuchungen zur Sicherheit von Kernkraftwerken nur für das einleitende Ereignis „Erdbeben“ gemacht. Auf die Kombination des Ereignisses Erdbeben mit anderen Einwirkungen von außen, wie es in Schritt 1 der obigen Aufzählung empfohlen wird, wird in diesem Kapitel nicht eingegangen. Weitere Hinweise hierzu sind in der Literatur, wie z. B. /SKI 03/ zu finden.

Für die Durchführung der Schritte 2 und 3 hat sich gezeigt, dass systematische Anlagenbegehungen notwendig sind, um die seismisch bedingten Abhängigkeiten realistisch erfassen zu können. Insbesondere können die Erkenntnisse auch dazu genutzt werden, die Reduzierung des rechnerischen Aufwands in den Schritten 3 und 4 zu begründen. Anforderungen hierzu sind auch in Teil 6 der KTA 2201 /KTA 13/ zu finden.

Zur Bestimmung der Nichtverfügbarkeiten oder bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten in Schritt 3 sind international verschiedene Vorgehensweisen /IAEA 09/ üblich. In den folgenden Abschnitten findet das sogenannte Sicherheitsreservefaktorverfahren nach /ANS 03/ Anwendung.

In Abschnitt 3.6.4.2 werden zunächst ausführlich die relevanten Anforderungen aus der KTA 2201 /KTA 13/ genannt sowie die in diesem Abschnitt benötigten Begriffe definiert.

In den Abschnitten 3.6.4.4, 3.6.4.5 und 3.6.4.6 werden die Verfahrensschritte 2, 3 und 4 insbesondere mit Blick auf die Auswahlverfahren der BSK und die Durchführung des Sicherheitsreservefaktorverfahrens dargestellt. Im Anhang F wird die Ermittlung der benötigten Sicherheitsreservefaktoren exemplarisch dargestellt.

Der skizzierte erhebliche Aufwand zur Durchführung einer SPSA lässt sich unter bestimmten Voraussetzungen auch reduzieren. Die Abhängigkeit der Zuverlässigkeitskenngrößen von der Erdbebenintensität – und damit der Erdbebengefährdung – legt den Schluss nahe, ein gestaffeltes Vorgehen in Abhängigkeit von der Standortintensität zur Reduzierung des Rechenaufwandes zu verwenden. In Abschnitt 3.6.4.3 wird ein entsprechendes Verfahren vorgeschlagen.

### 3.6.4.2 Anforderungen aus KTA 2201

Durch die Ende 2013 abgeschlossene Überarbeitung der KTA 2201 „Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen“ /KTA 13/ und der Bekanntmachung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ Ende 2012 /SiAnf/ existiert hinsichtlich der deterministische Auslegung zur Einwirkung „Erdbeben“ eine entsprechende aktualisierte regulatorische Vorgabe. Dies gilt insbesondere für die Ermittlung der Standortgefährdung.

Demnach besteht die grundsätzliche Anforderung, dass das Bemessungserdbeben auf der Grundlage deterministischer und probabilistischer Analysen zu ermitteln ist. Bezogen auf die Durchführung einer Seismischen Probabilistischen Sicherheitsanalyse (SPSA) ergeben sich aus den Anforderungen der KTA 2201 /KTA 13/, Teil 1 u. a. folgende Aspekte, die zu berücksichtigen sind:

- Die probabilistische Bestimmung der Kenngrößen des Bemessungserdbebens (Bodenantwortspektren mit den zugehörigen Starrkörperbeschleunigungen, maximale Bodenbeschleunigungen und Starkbewegungsdauer) ist für eine Überschreitenswahrscheinlichkeit von  $10^{-5}/a$  vorzunehmen.
- Die zugehörigen seismischen Einwirkungen dürfen jeweils für den 50%-Quantilwert angegeben werden, wenn die Überschreitenswahrscheinlichkeit der Kenngrößen des Bemessungserdbebens bei  $10^{-5}/a$  liegt.
- Das Bemessungserdbeben ist mindestens mit der Intensität  $I_0 = VI$  am Standort festzulegen.
- Mittels einer Probabilistischen Seismischen Gefährdungsanalyse (PSGA) sind die jährlichen Überschreitenswahrscheinlichkeiten seismischer Einwirkungen am Standort sowie die Unsicherheiten dieser Angaben zu bestimmen.
- Alle Elemente der PSGA sind in geeigneter Form zu beschreiben und zu dokumentieren. Die Elemente der PSGA umfassen die verwendeten Erdbebenkataloge, die seismischen Quellregionen mit ihren charakteristischen Kenngrößen, Dämpfungsfunktionen sowie den Einfluss des lokalen geologischen Untergrundes, die Vorgehensweisen und Methoden.
- Die Unsicherheiten der verwendeten Daten, Modelle und Methoden sind zu berücksichtigen. Ihr Einfluss auf das Ergebnis ist zu bestimmen und zu bewerten.
- Gefährdungskurven sind für Überschreitenswahrscheinlichkeiten von  $10^{-2}/a$  bis mindestens  $10^{-6}/a$  einschließlich ihrer Fehlerbandbreiten darzustellen.

Gemäß KTA 2201.1 §2 sind die oben genannten Begriffe wie folgt definiert /KTA 13/:

**Bemessungserdbeben:** Das Bemessungserdbeben ist das für die Auslegung gegen seismische Einwirkungen maßgebende Erdbeben. Auf der Grundlage des Bemessungserdbebens werden die ingenieurseismologischen Kenngrößen festgelegt. Unter Bemessungserdbeben können auch mehrere maßgebliche Beben oder die für die Auslegung maßgeblichen Bodenbewegungen am Standort der Anlage verstanden werden.

**Intensität:** Die Intensität ist die Klassifizierung der Stärke der Bodenbewegung auf der Grundlage beobachteter Wirkungen in einem begrenzten Gebiet, wie z. B. einer Ortschaft. Als Grundlage der Intensitätsbestimmung dienen phänomenologisch beschriebene Wirkungen auf Menschen, Objekte und Bauwerke. Die Intensität ist ein robustes Maß der Stärkeklassifizierung, unterteilt in 12 Intensitätsgrade, die in makroseismischen Skalen (z. B. MSK-64, EMS-98) definiert sind.

Gemäß KTA 2201 /KTA 13/ sind Anlagenteile und die baulichen Anlagen hinsichtlich der Erdbebenauslegung in drei Klassen zu unterteilen:

Die **Klasse I** umfasst Anlagenteile und bauliche Anlagen, die zur Erreichung der in /SiAnf/ genannten Schutzziele und zur Begrenzung der Strahlenexposition erforderlich sind.

Die **Klasse IIa** umfasst die Anlagenteile und baulichen Anlagen, die nicht zur Klasse I gehören, die aber durch bei einem Erdbeben an ihnen möglicherweise entstehenden Schäden und deren Folgewirkungen Anlagenteile oder bauliche Anlagen der Klasse I in ihrer sicherheitstechnischen Funktion beeinträchtigen können.

Die **Klasse IIb** umfasst alle sonstigen Anlagenteile und baulichen Anlagen.

### 3.6.4.3 Vorschlag zur Durchführung einer im Umfang abgestuften SPSA

In der Bundesrepublik Deutschland erreichen die Standortintensitäten für Kernkraftwerke, die der Bemessung zugrunde gelegt werden, Werte zwischen ungefähr  $V\frac{1}{2}$  bis VIII. Die zugehörigen jährlichen mittleren Überschreitungshäufigkeiten (Median) nehmen mit zunehmender Intensität ab und liegen in der Größenordnung von  $10^{-4}$  bis  $10^{-6}$  pro Jahr oder noch geringer. Eine Zusammenstellung der veröffentlichten seismischen Parameter (Maximalwerte) der Bemessungserdbeben für deutsche Anlagen ist in /RSK 11/ veröffentlicht worden.

In einer SPSA sind, wie in den vorhergehenden Abschnitten beschrieben, all diejenigen Bauteile (baulichen Anlagen), Systeme und Komponenten (BSK) zu identifizieren, für die der rechnerische Nachweis erbracht werden muss, dass ein ausreichender Sicherheitsabstand gegen ein erdbebenbedingtes Versagen vorhanden ist. Der damit verbundene Aufwand kann als weitgehend unabhängig von der Standortintensität angesehen werden. Um dennoch eine vertretbare Reduzierung des Rechenaufwandes zu erreichen, kann der Umfang und die Tiefe der Analysen in Abhängigkeit von der Lage eines Standortes und der Größe des Bemessungserdbebens festgelegt werden. Hintergrund der Überlegungen ist, dass für Standorte, die einem „mittleren“ Gefährdungspotential ausgesetzt sind, nicht zwingend eine vollständige SPSA notwendig ist. Die in diesem Sinne gestaffelte Nachweisführung ist in Tabelle 3-10 zusammenfassend dargestellt.

Die Klassifizierung in Tabelle 3-10 erfolgt analog der Zuordnung der Bemessungswerte der Bodenbeschleunigungen und der Standortintensitäten. Eine Staffelung ist möglich, wenn bei Anlagen in Zonen geringer Erdbebengefährdung Erkenntnisse zu baugleichen oder ähnlicher BSK berücksichtigt werden.

**Tabelle 3-10: Gestaffelte Nachweisführung für das Ereignis Erdbeben**

Standortintensität $I_0$	Nachweisführung	Anmerkung
$I_0 \leq VI$	Keine Analyse erforderlich	– gemäß KTA 2201 /KTA 13/, Teil 1 besteht eine Mindestauslegung
$VI < I_0 \leq VII$	Vereinfachte Analyse erforderlich	– Durchführung einer Analyse die zeigt, dass Erdbeben, die um eine Intensität stärker sind als Erdbeben, denen nach aktuellem Stand eine Eintrittshäufigkeit von $10^{-5}/a$ zugeordnet wird, beherrscht werden
$I_0 > VII$	Analyse mit vollem Aufwand erforderlich	– Durchführung der Analyse gemäß Abschnitten 3.6.4.4 bis 3.6.4.6 mit Hilfe des Sicherheitsreservefaktorverfahrens

**Nachweisführung für den Intensitätsbereich  $I_0 \leq VI$ :**

Gemäß KTA 2201.1 ist eine Mindestauslegung der Standortintensität  $I$  von  $I_0 = 6$  gefordert. Erdbeben der Intensität 6 besitzen definitionsgemäß nur sehr begrenzte Auswirkungen (Auszug aus der Beschreibung der Intensität 6 in der EMS-Skala: „... Kleine Gegenstände fallen herunter. Leichte Schäden an normalen Gebäuden, so etwa Risse und Ausbrüche in Verputzen.“). Es ist davon auszugehen, dass auch Einrichtungen, die nicht gegen Erdbeben ausgelegt sind, intakt bleiben und dass die meisten der gegen Erdbeben ausgelegten BSK große Reserven besitzen, da das relativ schwache Bemessungserdbeben nicht für die Gesamtauslegung der Anlage bestimmend ist. Dies gilt insbesondere für gegen Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwelle ausgelegte Einrichtungen.

Auch Erdbeben der Intensität 7 sind in ihren Auswirkungen noch so begrenzt (Auszug aus der Beschreibung der Intensität 7 in der EMS-Skala: „...Möbel verrutschen und viele Gegenstände fallen aus Regalen und offenen Schränken. Viele normale Gebäude werden beschädigt, so etwa durch Mauerrisse und teilweise einstürzende Kamine.“), dass der Ausfall gegen Erdbeben ausgelegter BSK unwahrscheinlich ist, da die Auslegungskette nach KTA 2201 Sicherheitsreserven enthält.

Aus diesen Gründen ist kein nennenswerter Beitrag zur Gesamtkernschadenshäufigkeit zu erwarten, und Betrachtungen über die bereits zur Erfüllung der KTA 2201 durchgeführten seismischen Standortanalyse sind nicht erforderlich.

**Nachweisführung für den Intensitätsbereich  $VI < I_0 \leq VII$ :**

Da an Standorten mit Bemessungs-Intensitäten über 6 und bis 7 eine nur geringe Relevanz des Ereignisses Erdbeben für die PSA-Ergebnisse zu erwarten ist, wird zunächst ein vereinfachter Ansatz verfolgt. Wird gezeigt, dass die erforderlichen BSK einem Erdbeben, das eine gegenüber dem Bemessungs-Erdbeben (Häufigkeit ca.  $10^{-5}/a$ ) um 1 höhere Intensität ( $I_{BEB+1}$ ) besitzt, auch noch mit hoher Wahrscheinlichkeit standhalten, so kann davon ausgegangen werden, dass die bedingte Kernschadenswahrscheinlichkeit deutlich unter 0,1 liegt. Gründe dafür sind, neben der geforderten Darlegung der hohen Widerstandsfähigkeit der erforderlichen Einrichtungen gegenüber dem  $I_{BEB+1}$ -Erdbeben, dass erfahrungsgemäß nur eine Reihe von BSK maßgeblich zur bedingten Kernschadenswahrscheinlichkeit beitragen, während die übrigen BSK erheblich größere Reserven aufweisen, und dass i. d. R. diversitäre Einrichtungen zur Erfüllung der erforderlichen Funktionen vorhanden sind. Erdbeben, die unmittelbar zu einem katastrophalen Versagen relevanter Strukturen führen würden, besitzen an solchen Standorten mit ihrer geringen Erdbebenbelastung extrem niedrige Eintrittshäufigkeiten. Da die Eintrittshäufigkeit eines  $I_{BEB+1}$ -Erdbebens mind. 1 Größenordnung geringer ist als

die des Bemessungs-Erdbebens, ergeben sich als Kernschadenshäufigkeiten Werte unter  $10^{-7}/a$ . Diese stellen keinen wesentlichen Beitrag gegenüber den typischen Gesamthäufigkeiten der Kernschadenszustände deutscher Kernkraftwerke dar.

#### **Nachweisführung für den Intensitätsbereich $I_0 > VII$ :**

Liegt die Bemessungs-Intensität über 7, so ist der Eintritt von Erdbeben, die größere Auswirkungen haben (Auszug aus Beschreibung der Intensität 8: „Viele normale Gebäude werden beschädigt, Kamine stürzen ein, große Mauerrisse, einige Gebäude fallen teilweise zusammen“. Auszug aus Beschreibung der Intensität 9 in der EMS-Skala: „Hohe Strukturen wie Denkmäler oder Säulen fallen um oder werden verbogen. Viele normale Gebäude fallen teilweise zusammen, einige Gebäude werden vollständig zerstört.“), eher mit relevanten Häufigkeiten zu erwarten und eine Ergebnisrelevanz des Ereignisses Erdbeben ist möglich. In diesem Fall erscheint es angemessen, eine vollständige Erdbeben-PSA durchzuführen. Für diesen Intensitätsbereich ist die vollständige Durchführung einer Erdbeben-Sicherheitsanalyse gemäß der Abschnitte 3.6.4.4 bis 3.6.4.6 erforderlich.

#### **3.6.4.4 Erdbebenbedingte auslösende Ereignisse**

In einer PSA der Stufe 1 (für den Leistungsbetrieb) werden die Kernschadenshäufigkeiten für alle relevanten auslösenden Ereignisse unabhängig voneinander ermittelt und addiert, da sie als statistisch unabhängig voneinander betrachtet werden können. Dies ist generell für übergreifende Ereignisse wie z. B. Erdbeben, nicht möglich. Entsprechende Abhängigkeiten müssen in den Modellen zu den Ereignisabläufen und den Fehlerbäumen berücksichtigt werden. Insbesondere sind seismisch induziert Ausfälle gemeinsamer Ursache zu betrachten. Um erdbebenbedingte Ereignisüberlagerungen realitätsnah modellieren zu können, wird empfohlen Erkenntnisse aus Anlagenbegehungen gemäß Abschnitt 5.2 und KTA 2201 /KTA 13/, Teil 6, mit in Betracht zu ziehen.

Der erdbebenbedingte Ausfall von Bauteilen, Systemen oder Komponenten kann direkt zu Ereignissen führen, für die die Anlage nicht ausgelegt ist und die mit den vorhandenen Sicherheitsfunktionen nicht mehr beherrscht werden können (Folgeereignis). Beispiel hierfür ist das Abscheren aller Anschlussleitungen an der druckführenden Umschließung, welches gleichbedeutend mit großem KMV bei Versagen der Sicherheitseinspeisungen ist. Weiterhin kann der Ausfall von BSK zu auslösenden Ereignissen führen, die mit den vorhandenen Sicherheitsfunktionen beherrscht werden können. Diese sind mittels eines Ereignisbaums zu analysieren.

Ein wichtiges Beispiel hierfür ist der Kühlmittelverluststörfall (kleiner Bruchquerschnitt) durch Versagen von Anschlussleitungen. Für die auslösenden Ereignisse sind in diesen Beispielen dann diejenigen Komponenten und Strukturen zu identifizieren, deren erdbebenbedingter Ausfall zu diesem Ereignis führt, beispielsweise die Anschlussleitungen an die druckführende Umschließung. Weitere Folgeereignisse, wie eine anlageninterne Überflutung oder ein erdbebeninduzierter Brand, sind ebenfalls zu beachten.

Weiterhin ist die Relevanz eines Kühlmittelverluststörfalls mit großem Bruchquerschnitt zu überprüfen. Dieses Ereignis kann durch das Lösen der HKM-Pumpen bzw. der Dampferzeuger (DE) aus den Verankerungen beim DWR oder einem Bruch der Frischdampfleitung beim SWR sowie eines ATWS-Störfalls nach Auftreten eines auslösenden Ereignisses im Verbund mit dem Nichteinfall der Steuerelemente infolge Beschädigung der RDB-Einbauten bedingt sein.

Soweit die erdbebenbedingten auslösenden Ereignisse mit denen der im Zuge der PSA für den Leistungsbetrieb (interne Ereignisse) analysierten übereinstimmen, sind die dafür erstellten Ereignisbäume für die weitere Analyse zugrunde zu legen. Die erdbebenbedingt ausfallenden Sicherheitsfunktionen sind dabei neu zu bewerten. Erforderlichenfalls sind Ereignisbäume zu modifizieren oder neu zu erstellen.

Im Zusammenhang mit erdbebenbedingten Ereignisüberlagerungen sind auch die generellen Randbedingungen zu hinterfragen. Hierzu gehören die Verfügbarkeit von Ressourcen und Zeiten, die Zugänglichkeit der Anlage sofort oder erst nach einer gewissen Zeit nach dem Erdbeben, die Durchführbarkeit von Personal- oder Notfallmaßnahmen.

#### **3.6.4.5 Bestimmung der erdbebenbedingten Versagenswahrscheinlichkeiten**

##### **3.6.4.5.1 Anwendbarkeit vorhandener Auslegungsrechnungen**

Die erdbebenbedingten Versagenswahrscheinlichkeiten basieren auf den bestehenden deterministischen Erdbebenauslegungsrechnungen. Bei den Erdbebenauslegungsrechnungen der Gebäude und Systeme für deutsche Kernkraftwerke wurde i. A. auf amerikanische Beschleunigungsantwortspektren zurückgegriffen, die an deutsche Verhältnisse angepasst wurden. Dabei handelt es sich um 84%-Fraktile-Spektren bei einer

Überschreitenswahrscheinlichkeit von ca.  $10^{-4}/a$ . Heute erfolgt die Erdbebenauslegung auf der Basis standortspezifischer seismologischer Gutachten. Im Gegensatz zu den vorgenannten US-amerikanischen Spektren handelt es sich hierbei häufig um 50%-Fraktile-Spektren als seismische Lastannahme, allerdings verknüpft mit einer Überschreitenswahrscheinlichkeit von ca.  $10^{-5}/a$ . Bei der Beurteilung vorhandener Erdbebenauslegungsrechnungen sind die verwendeten Auslegungsspektren mit den heute vorliegenden Spektren im relevanten Frequenzbereich zu vergleichen.

### 3.6.4.5.2 Ermittlung der Sicherheitsreservfaktoren und Versagenskurven

Zur Ermittlung der Sicherheitsreservfaktoren und der erdbebenbedingten Versagenswahrscheinlichkeiten (Versagenskurven) werden die Erdbebenauslegungsrechnungen für das Bemessungserdbeben ausgewertet. In einem ersten Schritt wird der in den Berechnungen ausgewiesene Sicherheitsabstand gegen das erdbebenbedingte Versagen ermittelt. In Folgeschritten werden die konservativen Annahmen bei der Durchführung der Analysen bewertet und weitere Teilsicherheitsfaktoren ermittelt. Die einzelnen Teilsicherheitsfaktoren, die miteinander multipliziert werden, ergeben den sog. Gesamtsicherheitsreservfaktor. Sie resultieren u. a. aus der Wahl konservativer Freifeld-Bodenbeschleunigungen, konservativer Dämpfungswerte der Gebäude und des Baugrunds, der rein elastischen Durchführung der dynamischen Analysen und der Modellannahmen für die schwingungsfähigen Gebäude und Rohrleitungen. Die Teilsicherheitsfaktoren  $F_i$  werden als log-normalverteilte Zufallsvariablen behandelt, mit einem Medianwert und einer logarithmischen Standardabweichung, die aus den vorhandenen Daten abgeleitet bzw. durch ingenieurmäßige Bewertung festgelegt werden.

Der Gesamtsicherheitsreservfaktor  $F_{SR}$  ist definiert als das Verhältnis des Wertes der makroseismischen Kenngröße (hier max. Freifeld-Beschleunigung), bei dem erdbebenbedingtes Versagen auftritt und der mit  $\bar{A}$  bezeichnet wird, zum entsprechenden Wert des Bemessungserdbebens  $A_{BEB}$ , d. h.  $F_{SR} = \bar{A} / A_{BEB}$ . Dabei ist  $\bar{A}$  der Wert von  $A$ , bei dem die Komponente mit der Wahrscheinlichkeit 0,5 erdbebenbedingt versagt (Medianwert). Der Gesamt-Sicherheitsreservfaktor  $F_{SR}$  wird als Produkt aus Teil-Sicherheitsfaktoren dargestellt. Unter Annahme einer Log-Normalverteilung für die Teil-Sicherheitsfaktoren gilt dann auch für den Median von  $F_{SR}$

$$\bar{F}_{SR} = \prod_i \bar{F}_i \quad \text{Gl. 3-23}$$

Entsprechend ist

$$\bar{A} = \prod_i \bar{F}_i \cdot A_{BEB} \quad \text{Gl. 3-24}$$

Basis der probabilistischen Analyse ist die für die jeweilige Komponente zu ermittelnde Versagenskurve (Verteilungsfunktion von  $A$ ), die die Wahrscheinlichkeit für das erdbebenbedingte Versagen der BSK in Abhängigkeit von der makroseismischen Kenngröße (max. Freifeld-Beschleunigung) angibt.

Zur Beschreibung der zugehörigen aleatorischen und epistemischen Unsicherheiten ist es zweckmäßig, den als Zufallsvariable modellierten Wert  $A$  der seismischen Kenngröße, bei dem erdbebenbedingtes Versagen auftritt, durch den Medianwert und zwei Zufallsvariablen wie folgt zu beschreiben:

$$A = \bar{A} \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U \quad \text{Gl. 3-25}$$

mit  $\varepsilon_R$  als Zufallsvariable zur Beschreibung der aleatorischen Streuung von  $A$  um den Medianwert und  $\varepsilon_U$  als Zufallsvariable zur Beschreibung der statistischen Unsicherheit des Medianwerts. Dabei wird angenommen, dass sowohl  $\varepsilon_R$  als auch  $\varepsilon_U$  log-normalverteilt sind, mit den Medianwerten 1 und den logarithmischen Standardabweichungen  $\beta_R$  und  $\beta_U$ .

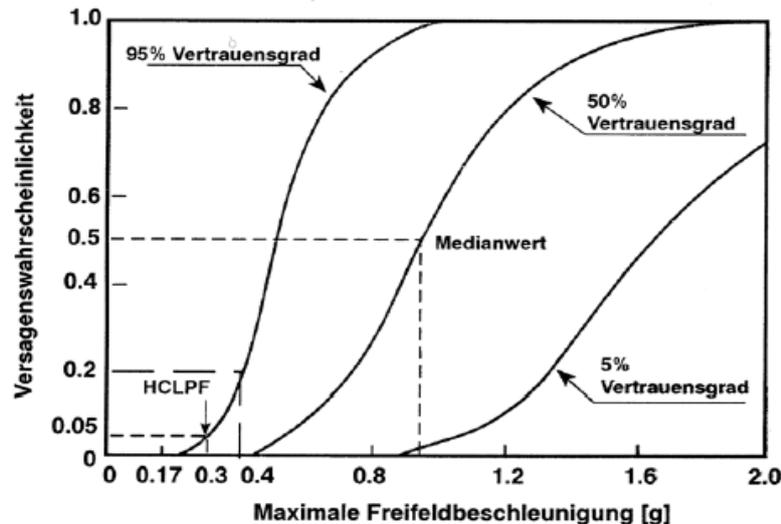
Der Vorteil dieser Formulierung besteht darin, dass die gesamte Versagenskurve mit ihrer Unsicherheit durch drei Parameter ausgedrückt werden kann. Bei fehlenden Daten ist es aber wesentlich einfacher, drei Zahlenwerte zu schätzen, als einen Kurvenverlauf abzubilden. Ein anderer Vorteil besteht darin, dass man nach Abschätzung eines entsprechenden Erwartungswertes der Versagenswahrscheinlichkeit von A die folgende, einfache „best-estimate“-Versagenskurve erhält:

$$A = \tilde{A} \cdot \varepsilon_c$$

Gl. 3-26

mit  $\varepsilon_c$  als log-normalverteilte Zufallsvariable mit Median = 1 und der logarithmischen Standardabweichung  $\beta_c$ .

Mit der Definitionsgleichung für  $F_{SR}$  wird  $A = \tilde{F}_{SR} \cdot A_{BEB} \cdot \varepsilon_c$ . Entsprechende Versagenskurven sind in folgender Abbildung 4 aus /HOF 96/ beispielhaft dargestellt.



**Abbildung 4:** Versagenskurve für eine hypothetische Komponente /Abb. 4 nach /HOF 96/ (HCLPF: High Confidence-Low-Probability-of-Failure). Das Originalbild stammt aus NUREG/CR-4826 (Seismic Margin Review of Maine Yankee NPP). Der Wert von 0,17 bezieht sich beispielhaft auf eine Komponente.

$\beta_R$  ist ein Maß für die Steigung und  $\beta_U$  ein Maß für den Abstand der Kurven. Unter der Annahme, dass die makroseismische Kenngröße log-normalverteilt ist, lässt sich die Versagenskurve von A für jeden Vertrauensgrad Q wie folgt als Funktion der makroseismischen Kenngröße A konstruieren:

$$W(A) = \Phi \left[ \frac{\ln(A/\tilde{A}) + \beta_U \cdot \Phi^{-1}(Q)}{\beta_R} \right]$$

Gl. 3-27

wobei  $W(A)$  die bedingte Versagenswahrscheinlichkeit infolge eines Erdbebens mit der makroseismischen Kenngröße a bezeichnet mit  $\Phi(\dots)$  als die Verteilungsfunktion der Standardnormalverteilung;  $\Phi^{-1}(\dots)$  die zugehörige inverse Verteilungsfunktion;  $\tilde{A}$  der Medianwert der makroseismischen Kenngröße bei der erdbebenbedingtes Versagen auftritt (üblicherweise Beschleunigung in  $[m/s^2$  oder g]).

Für die „best-estimate“-Versagenskurve ergibt sich vereinfachend:

$$W'(A) = \Phi \left[ \frac{\ln(A/\tilde{A})}{\beta_C} \right]$$

Gl. 3-28

Diese Kurve findet für die Ermittlung von Punktwerten Verwendung.

Für jeden Teilsicherheitsfaktor  $F_i$  sind die zugehörigen Größen  $\beta_{iR}$  und  $\beta_{iU}$  unabhängig voneinander herzuleiten.  $\beta_{iR}$  beschreibt die Veränderlichkeit des Sicherheitsfaktors, die auf unterschiedliche Erdbebencharakteristika, wie Starkbebendauer, Anzahl und Phasen der Erdbebenereignisse, Gestalt der Antwortspektren usw., zurückzuführen ist.  $\beta_{iR}$  kann also nicht durch verfeinerte Berechnungsmethoden oder Aufbereiten weiterer

Daten reduziert werden.  $\beta_{IU}$  hingegen beschreibt die Streuung infolge fehlender Kenntnis der Materialdaten, Fehler in den Modellannahmen und Ungenauigkeiten in den Rechnungen.

Die Herleitung sowohl der Medianwerte als auch der Standardabweichung der Sicherheitsfaktoren ist in den Anhängen F1 (Bauwerksstruktur) und F2 (Komponenten und Einrichtungen) dargestellt.

Das im Anhang F detailliert beschriebene Sicherheitsreservfaktorverfahren zielt darauf ab, die in den geführten deterministischen und probabilistischen Nachweisen und den zugehörigen Annahmen und Vereinfachungen insgesamt gegebene Nachweismarge abzuschätzen und auf dieser Basis Aussagen über die Versagenswahrscheinlichkeit von Systemen und Komponenten auch für Erdbeben höherer Intensität (und geringerer Eintrittshäufigkeit) zu machen. Vorteil dieses Vorgehen ist, dass die Durchführung neuer Festigkeitsnachweise für Erdbebeneinwirkungen von höherer Intensität als dem Bemessungserdbeben damit nicht zwingend erforderlich ist.

### **3.6.4.6 Auswahl der relevanten Bauteile, Systeme und Komponenten (BSK) und Ermittlung der Kernschadenshäufigkeit**

In den folgenden Abschnitten wird das Auswahlverfahren zur Bestimmung der relevanten Bauteile, Systeme und Komponenten (BSK) sowie die Ermittlung der Kernschadenshäufigkeiten beschrieben.

#### **3.6.4.6.1 Auswahl der relevanten BSK**

Grundsätzlich handelt es sich bei den Bauteilen (bauliche Anlagen), Systemen und Komponenten (BSK) um technische Komponenten und Gebäudestrukturen (Pumpen, Kühler, Vorratsbehälter, Rohrleitungen, Sammelschienen, Kabelpritschen, Schalt- und Elektronikschränke, Halterungen, Verankerungen, Wände, Gebäude, etc.), deren Versagen zur Nichtverfügbarkeit eines zur Beherrschung von erdbebenbedingten auslösenden Ereignissen vorgesehenen Teilsystems führt (hierzu gehört auch der Einsatz der Betriebsmannschaft, z. B. in der Warte).

Damit alle relevanten BSK für die Erweiterung des Anlagenmodells erfasst werden können, ist ein systematischer Auswahlprozess nötig. Ein solches Auswahlverfahren hat das Ziel, ausgehend von allen BSK einer Anlage, eine Liste aller BSK zusammenzustellen, die im Ereignisfall Erdbeben wichtig für die Erhaltung der Schutzziele sind.

Dabei ist zu beachten, dass die seismischen Abhängigkeiten der BSK realistisch berücksichtigt werden. Diese Liste wird auch gemäß internationaler Empfehlungen „seismische Ausrüstungsliste (SAL)“ genannt. Dabei ist es für das weitere Vorgehen von Vorteil, die BSK in Bezug auf ihren zu erwartenden Beitrag zum Gesamtrisiko zu klassifizieren. Bei der Zusammenstellung der SAL sind folgende Punkte zu beachten:

- Die BSK der Sicherheitsfunktionen sind aufzunehmen.
- Die BSK, deren Versagen einen Beitrag zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen leisten (bzw. dazu beitragen), (s. Ereignisablaufanalyse oben), zu auslösenden Ereignissen oder zum Ausfall von zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemen führen, sind aufzunehmen.
- Die BSK, die für das sichere Abfahren der Anlage und die Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr notwendig sind, sind aufzunehmen.
- Bei der Durchführung der PSA der Stufe 1 konnten BSK aufgrund verschiedener Annahmen vernachlässigt werden. Es ist zu überprüfen, ob die Annahmen auch im Erdbebenfall zum Ausschluss der BSK führen. Das Anlagenmodell ist entsprechend anzupassen.
- Diejenigen BSK, die möglicherweise zu erdbebenbedingten internen Bränden oder Überflutungen führen können sind zu berücksichtigen.
- Diejenigen BSK sind in die SAL aufzunehmen, die bei einem Erdbebenereignis andere relevante BSK in ihrer Verfügbarkeit beeinträchtigen können. Beispiele hierfür sind BSK der Klasse EK IIa gemäß KTA 2201 /KTA 13/.
- Es sind die räumlichen Wechselwirkungen zwischen BSK zu analysieren (z. B. Bewertung anordnungsbedingter Abhängigkeiten).

Es ist nicht immer zwingend notwendig, für alle BSK, die den oben genannten Kriterien genügen, eine anlagenspezifische Versagenskurve zu bestimmen. Dies ist z. B. dann der Fall, wenn belegt werden kann, dass die betreffende BSK keinen signifikanten Beitrag zur Kernschadenshäufigkeit liefert oder die Versagenskurve durch generische Überlegungen beschrieben werden kann.

Die gemachten Annahmen sind mit Hilfe von systematischen Anlagenbegehungen auf Plausibilität zu überprüfen. Im Zuge dieser Begehungen können z. B. BSK identifiziert werden, deren technische Merkmale eine hohe oder niedrige Widerstandsfähigkeit gegen Erdbebeneinwirkungen (Sonderkonstruktionen, Halterungen, Kabelanschlüsse und Kabelbefestigungen usw.) erwarten lassen, oder die z. B. anordnungsbedingte Abhängigkeiten aufweisen. Weiterhin können auch Erkenntnisse zu Abweichungen allgemeiner betrieblicher Vorschriften zur Erdbebensicherheit gewonnen werden (Seismic-Housekeeping).

Die Beurteilung, inwieweit eine BSK einen relevanten Beitrag zur erdbebenbedingten Nichtverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion liefert, so dass die erdbebenbedingte Versagenswahrscheinlichkeit zu ermitteln ist, erfordert die Beurteilung der Widerstandsfähigkeit gegenüber seismischen Einwirkungen.

Als Basis dieser Beurteilung können neben durchgeführten Erdbebennachweisen auch generische Versagens-Beschleunigungswerte von Komponenten herangezogen werden. Dabei sind die vorliegenden Erfahrungen hinsichtlich der Widerstandsfähigkeit von BSK gegen seismische Einwirkungen und einschlägiges Expertenwissen zu nutzen.

Komponenten der druckführenden Umschließung, des Sicherheitsbehälters sowie baugleiche redundante Komponenten, die bei einem Erdbeben den gleichen Einwirkungen ausgesetzt sind, und anlagenspezifische Sonderbauten (z. B. Dämme) sind besonders zu beachten. Die erdbebenbedingten Versagenswahrscheinlichkeiten der ausgewählten Komponenten gehen in die Quantifizierung der Fehlerbäume ein.

### 3.6.4.6.2 Begehungen

Ziel der Begehung ist es, über den Kenntnisstand der Berichte (z. B. Konzeptberichte zu Erdbeben, Nachweise, usw.) hinaus Erkenntnisse über die seismische Auslegung der BSK zu gewinnen. Damit können z. B. Hinweise auf unzureichende Sicherheitsmargen bei der Verwendung von Sonderkonstruktionen anstatt von Standardkomponenten einer ersten Einschätzung unterzogen werden. Dabei sind vor allem Aspekte zur erdbebengerechten Konstruktion, zur Verankerung und zur räumlichen Situation (Fremdeinwirkung oder Wechselwirkung) zu betrachten. Da eine Anlagenbegehung aufwändig ist, systematisch durchgeführt werden muss und auch nur zu bestimmten Zeitpunkten, wie zum Beispiel der Revision, durchgeführt werden kann, ist die Begehung vorzubereiten. In der Begehung selber müssen die o. g. Aspekte überprüft und anschließend dokumentiert werden.

**Begehungsvorbereitung:** Der Umfang der Begehung ist festzulegen. Grundsätzlich sind alle Räume mit seismisch relevanten BSK – soweit sie sich unter seismischen Aspekten voneinander unterscheiden – zu begehen. Es ist begründet festzulegen, in welchem Umfang Verteilungssysteme wie Rohrleitungen, Kabelwege und Lüftungssysteme begangen werden.

Bei der Zusammenstellung der relevanten BSK sind insbesondere die Gesichtspunkte aus Abschnitt 3.6.4.6.1 einzubeziehen.

Die Zusammensetzung des Begehungsteams und der Stichprobenumfang sind anlagenspezifisch festzulegen. Es sollten im Team umfangreiche Kenntnisse zum Betrieb der Kraftwerksanlage, zur Durchführung und Auswertung von Systemanalysen und PSA, zu Ausfallarten und Funktionsweisen von BSK unter Erdbebeneinwirkung sowie zu den seismischen Auslegungsanforderungen vorhanden sein (vgl. auch KTA 2201 /KTA 13/, Teil 6, und /EPRI 91/).

Die zu begehenden Räume und die darin enthaltenen wichtigen Komponenten sind tabellarisch aufzubereiten. Darüber hinaus ist für jede Komponente eine Checkliste zur Überprüfung zu erstellen.

**Begehungsdurchführung:** Die Begehungen sind systematisch durchzuführen. Anhand einer vorbereiteten Checkliste sind die Komponenten zu begehen. Dabei ist die Konstruktion auf eine erdbebengerechte Ausführung hin zu betrachten. Darüber hinaus sind die Verankerungen in Augenschein zu nehmen. Dabei ist darauf zu achten, inwieweit Erdbebenkräfte in das Bauwerk eingeleitet werden können. Insbesondere ist auf den Aspekt zu achten, dass gegenüber der Eigenlast durch das Erdbeben Horizontalkräfte auf die Komponente wirken. Um die Wechselwirkungen mit anderen Komponenten zu identifizieren, ist das Umfeld der Komponenten zu betrachten.

Alle betrachteten Aspekte sind zu dokumentieren. Dies kann anhand der Checkliste und anhand von Fotos geschehen.

**Begehungsbewertung:** Aus der Begehung sollten im Abgleich mit den vorhandenen Berichten folgende Aussagen für die einzelnen Komponenten abgeleitet werden:

- Das Versagen der BSK liefert keinen nennenswerten Beitrag zur Häufigkeit von Kernschadenzuständen.
- Das Versagen der BSK kann durch generische Versagenskurven beschrieben werden.
- Die Ableitung anlagenspezifischer Versagenskurven mit dem Sicherheitsreservefaktor-Verfahren ist erforderlich.

### 3.6.4.6.3 Fehlerbaumanalyse

Bei der Fehlerbaumanalyse der zur Beherrschung des Störfalles notwendigen Sicherheitsfunktionen wird nicht nur die stochastische, sondern auch die erdbebenbedingte Nichtverfügbarkeit in Ansatz gebracht.

Soweit die erdbebenbedingten auslösenden Ereignisse mit denen der im Zuge der PSA für den Leistungsbetrieb (interne Ereignisse) analysierten übereinstimmen, sind die für die dort auftretenden Sicherheitsfunktionen erstellten Fehlerbäume für die weitere Analyse zugrunde zu legen und anzupassen.

Die Fehlerbaumanalyse ist entsprechend der Erfordernisse der Ereignisablaufanalyse zu komplettieren. Dabei ist insbesondere auf eine realistische Modellierung der seismisch induzierten Ausfallabhängigkeiten zu achten.

Für jede relevante BSK, die einen relevanten Beitrag zur erdbebenbedingten Nichtverfügbarkeit der betroffenen Sicherheitsfunktion liefert, ist eine Versagenskurve zu konstruieren und die Ergebnisse tabellarisch mit Medianwert und logarithmischen Standardabweichungen  $\beta_U$  und  $\beta_R$  darzustellen.

Die Versagenskurven sind Eingabegrößen im seismischen Anlagenmodell. Für jede BSK kann in Abhängigkeit von einer gegebenen Beschleunigung die bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit nebst Unsicherheiten berechnet werden.

### 3.6.4.6.4 Quantifizierung

Die erdbebenbedingte Gesamthäufigkeit ergibt sich aus der Quantifizierung des Anlagenmodells. Für die erdbebenbedingten direkten Unfälle ist die Häufigkeit der Kernschadenzustände gleich der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse. Die Häufigkeit der Kernschadenzustände der durch Ereignisablaufanalysen modellierten auslösenden Ereignisse wird durch die Quantifizierung der Ereignisbäume und Fehlerbäume berechnet.

## 3.6.5 Literatur

- /ANS 03/ American Nuclear Society (ANS): External Events PRA Methodology Standard, ANSI/ANS-58.21-2003, 2003.
- /DIN 11/ Deutsches Institut für Normung (DIN) e.V.: DIN EN 1998-1/NA:2011-01. Die erdbebengerechte Baunorm DIN EN 1998-1/NA, Fassung 2011-01 und die Zuordnung von Orten zu den Erdbebenzonen (ehemals DIN 4149), 2011.
- /DVWK 99/ Deutscher Verband für Wasserwirtschaft und Kulturbau (DVWK): Statistische Analyse von Hochwasserabflüssen, DVWK-Merkblatt 251, 1999.
- /EPRI 91/ Electric Power Research Institute (EPRI, Hrsg.): A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1), EPRI NP-6041-SL, Revision 1, Project 2722-23, Final Report, August 1991.  
<http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=NP-6041->
- /GRS 90/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, 1990, ISBN 3-88585-809-6.
- /HOF 96/ Hoffmann, H. H.: Vorgehensvorschlag zur Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für das externe störfallauslösende Ereignis „Erdbeben“, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1996-469, März 1996.

- /HOF 98/ Hoffmann, H. H.: Vorgehensvorschlag zur Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für das externe Ereignis „Externe Überflutung“, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1998-497, August 1998.
- /IAEA 03/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Seismic Evaluation of Existing Nuclear Power Plants, IAEA Safety Reports Series No.28, Wien, 2003.
- /IAEA 09/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations, Safety Guide, IAEA Series No. NS-G-2.13, Wien, Mai 2009.
- /JEN 00/ Jensen, J.: Eintrittswahrscheinlichkeiten von Sturmfluten – Statistisch gesehen, HANSA Vol. 137, Nr. 12, 2000, S. 60 – 66.
- /JEN 02/ Jensen, J., Frank, T.: Abschätzung von Sturmflutwasserständen mit sehr kleinen Überschreitungswahrscheinlichkeiten, Universität Siegen, fww-Reihe, Heft 11, Siegen, 2002.
- /JEN 03/ Jensen, J., et al.: Neue Verfahren zur Abschätzung von seltenen Sturmflutwahrscheinlichkeiten, HANSA Vol. 140, Nr. 11, 200), S. 68 - 79
- /KHR 01/ Internationale Kommission für die Hydrologie des Rheingebietes: Übersicht über Verfahren zur Abschätzung von Hochwasserabflüssen, Erfahrungen der Rheinanliegerstaaten, Bericht Nr. I-19 der KHR, 2001, ISBN 90-36954-11-8.
- /KLE 01/ Kleeberg, H. B., Schumann, A.H.: Ableitung von Bemessungsabflüssen kleiner Überschreitungswahrscheinlichkeiten, Wasserwirtschaft, Vol. 91, Heft 2, 2001, S. 90-95.
- /KTA 04/ Kerntechnischer Ausschuss: Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2207, Schutz von Kernkraftwerken gegen Hochwasser, Fassung 11/04, November 2004.
- /KTA 10/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2501 „Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken“, Fassung 2010-11, November 2010.
- /KTA 13/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2201 „Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen“, Teil 1: Grundsätze, Fassung 2011-11, Teil 2: Baugrund, Fassung 2012-11, Teil 3: Bauliche Anlagen, Fassung 2013-11, Teil 4: Anlagenteile, Fassung 2012-11, Teil 5: Seismische Instrumentierung, Fassung 2013-11, Teil 6: Maßnahmen nach Erdbeben, Fassung 06/1992.
- /NEA 13/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI): Working Group on Risk Assessment (WGRISK) and Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE), International Workshop on PSA of Natural External Hazards including Earthquakes, June 17-19<sup>th</sup> 2013, Prague, Czech Republic, 2013
- /ROS 03/ Rosenhauer, W., Meiswinkel, R., Barg, G.: Übertragung probabilistischer Erdbebenmethoden auf Tidehochwasserstände, Tagungsbericht Jahrestagung Kerntechnik 2003, INFORUM-Verlag Berlin, 2003, S. 199-202, ISSN 0720-9207
- /RSK 11/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Stellungnahme vom 14.05.2011 (437. RSK-Sitzung). Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan). RSK/ESK-Geschäftsstelle beim Bundesamt für Strahlenschutz, 2011, p. 1–115, url: [www.rskonline.de](http://www.rskonline.de)

- /RSK 13/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): RSK-Verständnis der Sicherheitsphilosophie, RSK-Stellungnahme, 460. Sitzung der Reaktor-Sicherheitskommission am 29.08.2013, veröffentlicht im Bundesanzeiger, Amtlicher Teil, am 05.12.2013, B4.
- /SiAnf/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit Bekanntmachung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ vom 22. November 2012, veröffentlicht am 24. Januar 2013, BAnz AT, 24.01.2013, B3.
- /SKI 03/ Swedish Radiation Safety Authority SKI: Research Guidance for External Events Analysis, SKI Report 02:27, Februar 2003, ISSN 1104–1374 ISRN SKI-R-02/27-SE.

## 4 PSA DER STUFE 1 AUSGEHEND VOM NICHTLEISTUNGSBETRIEB (MB)

### 4.1 EINLEITUNG

Dieses Kapitel bezieht sich auf eine PSA der Stufe 1 für den Nichtleistungsbetrieb (NLB). In den Betriebsreglements der Anlagen (Betriebshandbücher) sind für die Abgrenzungen zwischen Leistungsbetrieb (LB) und NLB graduell unterschiedliche Festlegungen getroffen worden, bei denen sicherheitstechnische Überlegungen wie auch die Zulässigkeit von Freischaltungen eine Rolle spielen.

Der im Folgenden beschriebene Umfang der durchzuführenden Analysen für den NLB beinhaltet sowohl das An- und Abfahren der Anlage als auch den Stillstand der Anlage einschließlich des Brennelementwechsels. Dabei ist darauf zu achten, dass diese Vorgänge gemäß Betriebsreglement zum Teil dem LB zugeordnet sind. Hier besteht ein Unterschied in den Definitionen des NLB in deterministischen und probabilistischen Analysen.

Die Analysen für den NLB beginnen im Grundsatz mit dem Einfahren der Steuerstäbe mit dem Ziel der nuklearen Abschaltung der Anlage, beinhalten den geplanten Stillstand mit Revision und umfassen das Wiederanfahren, bis der konstante Leistungsbetrieb erreicht ist. Im Vergleich zum ungestörten Leistungsbetrieb weisen die Phasen des NLB Besonderheiten auf, wie

- physikalische Zustandsänderungen, z. B.
  - Druck, Temperatur und Füllstand des Primär- und Sekundärkreises,
  - Öffnen bzw. Schließen des RDB,und
- systemtechnische Zustandsänderungen z. B.
  - Betriebsweise und Verfügbarkeit von betrieblichen Systemen,
  - Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme,
  - Anzahl der wirksamen Barrieren.

Darüber hinaus weist der Stillstand weitere Charakteristika auf, die u. a. Aspekte betreffen wie:

- das generelle Fehlen eines offensichtlichen Startpunkts zur Signalisierung eines Handlungsbedarfs bei Eintreten eines Ereignisses mit einem grundsätzlichen Risikopotenzial für die Anlage vergleichbar einer RESA im Leistungsbetrieb,
- die Verfügbarkeit weniger oder keiner automatischer Gegenmaßnahmen,
- ein größeres Spektrum möglicher Ereignisse in den einzelnen Phasen des NLB und deren erschwerte Erkennbarkeit, sowie
- bei Eintreten eines Ereignisses im Allgemeinen ein langsames Zeitverhalten im Vergleich zum Leistungsbetrieb, verbunden mit einem höheren Zeitaufwand für die Durchführung von Gegenmaßnahmen.

Daraus ergeben sich spezifische Vorgehensweisen bei der Durchführung einer PSA für den NLB, auf die im Folgenden eingegangen wird. Die verschiedenen Arbeitsschritte und deren Zusammenwirken bei der Durchführung einer PSA für den NLB sind aus Abbildung 4-1 zu entnehmen.

### 4.2 ANLAGENSPEZIFISCHE INFORMATIONSQUELLEN

Zusätzlich zu den Unterlagen für die Durchführung einer PSA zum Leistungsbetrieb sind zur Durchführung einer NLB-PSA weitere Informationsquellen erforderlich, aus denen z. B. die Dauer eines Stillstands, die Tätigkeiten, Freischaltzeiten, Betriebsweisen der Systeme etc. während eines Stillstands zu entnehmen sind. Heranzuziehen sind u. a.

- Revisionsberichte einschließlich Revisionsplanung und Revisionsergebnisse,
- Betriebliche Regelungen für den Stillstand (wie Festlegungen der Phasen im Stillstand, Verfügbarkeitsanforderungen, Maßnahmen zur Beherrschung von Ereignissen),
- Schichtanweisungen,
- Anweisungen zu speziellen Arbeitsvorgängen während der Revision, z. B. „Ausbau einer HKMP-Welle“ (DWR) oder „Setzen eines Frischdampfleitungs-Stopfens“ (SWR),
- Unterlagen zum Instandhaltungskonzept (Instandhaltungsordnung, Dokumente für betreiberinterne wiederkehrende Prüfungen und Instandhaltungsmaßnahmen),

- Informationen zu Instandhaltungen und Prüfungen von Komponenten,
- Informationen zu Komponenten-Betriebszeiten und Schaltspielhäufigkeiten.

Des Weiteren können anlagendynamische Untersuchungen unter den speziellen Randbedingungen des NLB erforderlich sein.

Bei nahezu stationärem Anlagenverhalten sind ingenieurmäßige Abschätzungen zur Bestimmung der Mindestanforderungen ausreichend.

### 4.3 EREIGNISABLAUFANALYSE

#### 4.3.1 Übersicht

Zur Durchführung der Ereignisablaufanalysen sind die folgenden Arbeitsschritte erforderlich:

- Unterteilung der Stillstandsphasen in Anlagenbetriebszustände (ABZ),
- Ermittlung von möglichen auslösenden Ereignissen je ABZ,
- Ermittlung der explizit zu untersuchenden auslösenden Ereignisse durch Feststellung der Relevanz möglicher Ereignisse,
- Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse,
- Erstellung von Ereignisablaufdiagrammen,
- Ermittlung der Mindestanforderungen an die Systemfunktionen und
- Kategorisierung der Endzustände.

#### 4.3.2 Phasen des Nichtleistungsbetriebs und Anlagenbetriebszustände

Der Stillstand einer Anlage ist durch verschiedene Phasen gekennzeichnet, in denen entweder unterschiedliche auslösende Ereignisse auftreten können oder gleiche auslösende Ereignisse unter verschiedenen Randbedingungen beherrscht werden müssen.

Die Definition der Phasen im NLB erfolgt durch Festlegung verfahrenstechnischer Anlagenzustände zusammen mit den während dieser Phasen gültigen und abgrenzenden Zustandsbereichen der physikalischen Parameter. Dabei sind die Festlegungen des Betriebsreglements zu beachten.

Innerhalb der Phasen können die physikalischen und systemtechnischen Randbedingungen sowie die vorgesehenen revisionsbedingten und organisatorischen Maßnahmen noch variieren, so dass eine weitere Unterteilung in Anlagenbetriebszustände (ABZ) erforderlich sein kann.

Für die Unterteilung in ABZ können – unter Berücksichtigung von bereits vorgenommenen detaillierten Festlegungen im Betriebsreglement – folgende Kriterien relevant sein:

- Änderungen der physikalischen Parameter wie Druck, Temperatur und Füllstand im Reaktorkühlkreislauf,
- Änderungen der Kritikalität,
- Änderungen der Betriebsbereitschaft und des Freischaltzustands der Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie
- Änderungen der Verfügbarkeit von Barrieren.

Eine beispielhafte Unterteilung des NLB in Phasen und ABZ, die entsprechend den Festlegungen des Betriebsreglements anzupassen ist, ist für eine Anlage mit DWR in Tabelle 4-1 und für eine Anlage mit SWR in Tabelle 4-2 angegeben.

**Tabelle 4-1: Beispielhafte Einteilung in Phasen und ABZ beim Abfahren, Brennelementwechsel und Wiederanfahren eines DWR**

Phase <sup>1</sup>	Beschreibung	ABZ	Beschreibung
<b>a</b>	Kern im RDB; RDB geschlossen; Druckhalter gefüllt	<b>a-1</b>	Abfahren auf Nulllast bis RESA (Reaktorschutzsignale und Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme wie im Leistungsbetrieb)
		<b>a-2</b>	Abfahren über die Sekundärseite bis Übernahmebedingung des Nachkühlsystems (alle Reaktorschutz- und ggf. Begrenzungssignale sind wirksam)
		<b>a-3</b>	Abfahren mit dem Nachkühlsystem bis DH kalt fahren (Druckspeicher und Sicherheitseinspeisepumpen werden freigeschaltet)
<b>b</b>	Kern im RDB; RDB geschlossen, Füllstand abgesenkt	<b>b-1</b>	Füllstand absenken auf ¾-Loop mit N <sub>2</sub> Spülbetrieb (primärseitig)
<b>c</b>	Kern im RDB; RDB ist oder wird geöffnet; Dichtschütz gesetzt; Instandsetzungsmaßnahmen eingeschränkt	<b>c-1</b>	Füllstand auf ¾-Loop
		<b>c-2</b>	Füllstand wird angehoben
<b>d</b>	Kern im RDB; RDB ist geöffnet; Dichtschütz gesetzt;	<b>d-1</b>	Füllstand wird weiter angehoben
<b>e</b>	Kern ganz oder teilweise im RDB; Dichtschütz gezogen	<b>e-1</b>	Entladen des RDB
<b>f</b>	alle Brennelemente im BE-Becken	<b>f-1</b>	Entleeren des Reaktorraums bis Auffüllen des Reaktorraums (Dichtschütz gesetzt)
<b>g</b>	Kern ganz oder teilweise im RDB; Dichtschütz gezogen	<b>g-1</b>	Beladen des RDB
<b>h</b>	Kern im RDB; RDB ist geöffnet; Dichtschütz gesetzt	<b>h-1</b>	Füllstand wird abgesenkt
<b>j</b>	Kern im RDB; RDB ist geöffnet oder wird geschlossen; Dichtschütz gesetzt; Instandsetzungsmaßnahmen eingeschränkt	<b>j-1</b>	Füllstand wird weiter abgesenkt
		<b>j-2</b>	Füllstand auf ¾-Loop, Schließen des RDB
<b>k</b>	Kern im RDB; RDB geschlossen, Füllstand abgesenkt	<b>k-1</b>	Evakuieren und Füllen des RKL
<b>l</b>	Kern im RDB; RDB geschlossen; Druckhalter gefüllt	<b>l-1</b>	Druck- und Temperaturanhebung RKL bis Aufheizen der Gesamtanlage mit HKMP (alle Reaktorschutz- und ggf. Begrenzungssignale sind wirksam)
		<b>l-2</b>	Entborieren des Kühlmittels bis Kritischmachen des Reaktors (Ziehen von Steuerstäben)
		<b>l-3</b>	Netzsynchroisation bis Generator am Netz

<sup>1</sup> Die anlagenspezifische Abgrenzung zwischen Leistungsbetrieb und NLB ist zu beachten.

**Tabelle 4-2: Beispielhafte Einteilung in Phasen und ABZ beim Abfahren, Brennelement-Wechsel und Wiederanfahren eines SWR**

Phase <sup>1</sup>	Beschreibung	ABZ	Beschreibung
<b>a</b>	Abfahren der Anlage auf Nachkühlbedingungen; RDB geschlossen	<b>a-1</b>	Leistungsreduktion bis RESA
		<b>a-2</b>	Abfahren über Hauptwärmesenke auf Nachkühlbedingungen
<b>b</b>	Abfahrkühlbetrieb, RDB geschlossen	<b>b-1</b>	stabiler Abfahrkühlbetrieb (< 2bar), Temperaturabsenkung
<b>c</b>	Nachkühlen, RDB öffnen (nicht druckfest verschlossen)	<b>c-1</b>	stationärer Nachkühlbetrieb, Flutraum noch nicht geflutet
<b>d</b>	Stillstandskühlen, BE-Wechsel, RDB geöffnet	<b>d-1</b>	Flutkompensator und Schleuse gesetzt, Flutraum fluten
		<b>d-2</b>	Flutraum geflutet, Schleuse gezogen, BE-Wechsel; Sonderfall: Kern vollständig ausgelagert
<b>e</b>	Nachkühlen, RDB schließen (nicht druckfest verschlossen)	<b>e-1</b>	Schleuse gesetzt, Flutrauminventar ablassen
		<b>e-2</b>	Flutraum nicht geflutet
<b>f</b>	Vorbereitung des Wiederanfahrens	<b>f-1</b>	Nachkühlbetrieb bei druckfest verschlossenem RDB; Durchführung WKPs
		<b>f-2</b>	Nachkühlbetrieb bei druckfest verschlossenem RDB; Durchführung Anfahrchecks
<b>g</b>	Anfahren der Anlage	<b>g-1</b>	Ziehen der Steuerstäbe und Druckerhöhung
		<b>g-2</b>	Leistungssteigerung bis Synchronisation

<sup>1</sup> Die anlagenspezifische Abgrenzung zwischen Leistungsbetrieb und NLB ist zu beachten.

Als grundsätzliche Vorgehensweise bei der Ermittlung einer geeigneten Unterteilung der Phasen in ABZ sollte zunächst eine Feineinteilung der Phasen im NLB vorgenommen und diese dann zu ABZ, die einen vergleichbaren Anlagenzustand und ein vergleichbares Anlagenverhalten aufweisen, zusammengefasst werden.

Die vorgenommene Abgrenzung benachbarter ABZ ist somit auf Basis der Vorgaben der betrieblichen Regelungen und unter Zuordnung zu den einzelnen Schritten eines der Analyse zugrunde liegenden Revisionsplans zu begründen. Die Definition der ABZ erfordert u. a. die Angabe

- der physikalischen Parameterbereiche der Anlage,
- der Betriebsweise und des Freischaltumfangs der Betriebs- und Sicherheitssysteme,
- des Zustands des Sicherheitsbehälters,
- der verfügbaren betrieblichen Begrenzungen und Anregekriterien des Reaktorschutzsystems,
- der vorgesehenen Maßnahmen zur Beherrschung von Ereignissen,
- von administrativen und organisatorischen Vorkehrungen,
- vorgegebenen Tätigkeiten des Personals und
- der Zeitdauer sowie
- ggf. weitere Angaben.

Soweit die Randbedingungen dies zulassen, können Analyseergebnisse aus dem Leistungsbetrieb übernommen werden. Dies gilt insbesondere für die ABZ, die gemäß Betriebsreglement dem LB zugeordnet sind oder an ihn grenzen. Dabei ist die Übertragbarkeit im Einzelnen zu prüfen und zu begründen.

Bei der Ermittlung der ABZ ist die Betriebserfahrung in der betrachteten Anlage zu berücksichtigen. Der Analyse sollte – ausgehend von einer der letzten durchgeführten Revisionen – durch Hinzuziehung der Dokumentation weiterer Revisionen in Verbindung mit Gesprächen mit der Revisionsplanungsgruppe eine repräsentative Revision zugrunde gelegt werden; dies trifft insbesondere für die Ermittlung der Zeitdauern zu.

Ggf. sind bestimmte Revisionselemente, aus denen signifikante Beiträge zu den Ergebnisgrößen resultieren können, separat zu bewerten.

In diesem Sinne sollten die Ergebnisse für ABZ mit besonderen, nicht häufig durchgeführten Maßnahmen, z. B. einer RDB-Druckprobe oder dem Ausbau einer internen Kühlmittelumwälzpumpe, gesondert ausgewiesen werden. Sonderaktionen, wie z. B. ein Dübeltauschprogramm, sollen bei der Definition der ABZ nicht berücksichtigt werden.

### **4.3.3 Ermittlung auslösender Ereignisse**

Der grundsätzliche Unterschied bei der Ermittlung auslösender Ereignisse im Vergleich zum Leistungsbetrieb wird deutlich, wenn die Definition eines auslösenden Ereignisses im NLB herangezogen wird.

Auslösende Ereignisse im NLB sind die Vorkommnisse, Störungen, fehlerhaften Personalhandlungen etc., die ohne weitere – i. A. manuelle – Gegenmaßnahmen in einen unbeherrschten Endzustand, führen. Bei Untersuchungen zum Leistungsbetrieb jedoch sind auslösende Ereignisse durch die automatische Anforderung von Sicherheitssystemen charakterisiert.

Zur Ermittlung der auslösenden Ereignisse stehen folgende Quellen zur Auswertung zur Verfügung:

- die Betriebserfahrung in der untersuchten Anlage während des NLB,
- ingenieurtechnische Untersuchungen zu möglichen Ereignissen in der untersuchten Anlage (wie Komponentenausfälle, sicherheitstechnisch relevante Fehlhandlungen),
- die meldepflichtigen Ereignisse vergleichbarer deutscher Anlagen.

Darüber hinaus können die internationale Betriebserfahrung und Erkenntnisse aus anderen Untersuchungen herangezogen werden.

Beispiele von Zuordnungen möglicher auslösender Ereignisse zu typischen ABZ sind in Tabelle 4-3 (DWR) bzw. Tabelle 4-4 (SWR) dargestellt. Dabei ist darauf hinzuweisen, dass diese Auflistung aufgrund der Definition eines auslösenden Ereignisses im NLB keinesfalls einen abschließenden Charakter hat.

Die aufgeführten auslösenden Ereignisse können prinzipiell jeweils in den durch ein Kreuz gekennzeichneten Zuständen auftreten. Sofern die ABZ zusammengefasst analysiert werden, ist zu überprüfen, in welchen ABZ für das auslösende Ereignis die ungünstigsten Randbedingungen vorliegen.

Tabelle 4-3: Beispielhafte Zuordnung möglicher auslösender Ereignisse zu ABZ (DWR)

Auslösendes Ereignis	Phase 1 ABZ	a			b	c		d	e	f	g	h	j		k	l			
		a-1	a-2	a-3	b-1	c-1	c-2	d-1	e-1	f-1	g-1	h-1	j-1	j-2	k-1	l-1	l-2	l-3	
<b>Transienten</b>																			
Notstromfall (extern)	T1.1	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	
Notstromfall (intern)	T1.2					x	x	x	x	x	x	x							
Ausfall Hauptspeisewasser ohne AHWS	T2	x	x														x	x	
Ausfall Hauptwärmesenke ohne AHSpW	T3	x	x														x	x	
Ausfall Hauptspeisewasser und AHWS	T4	x	x														x	x	
FD-Leck außerhalb SHB	T5.1	x	x														x	x	
FD-Leck innerhalb SHB	T5.2	x	x														x	x	
SpW-Leitungsleck im Maschinenhaus	T6.1	x	x														x	x	
SpW-Leitungsleck innerhalb SHB; nicht absperrbar	T6.2	x	x														x	x	
Ausfall der Nachwärmeabfuhr durch	T7			x	x	x	x	x	x		x	x	x	x	x	x			
- fehlerhafte Füllstandsabsenkung	T7.1				x							x	x						
- Betriebsversagen der Nachkühlketten	T7.2			x	x	x	x	x	x		x	x	x	x	x	x			
Fehlerhafte Anregung der Notkühlensignale	T8				x														
Ausfall BE-Lagerbeckenkühlung	T9	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	
<b>Kühlmittelverluste</b>																			
Kleines PKL-Leck F < 25cm²	S1	x	x	x													x	x	x
Kleines PKL-Leck 25cm²<F<200cm²	S2	x	x	x													x	x	x
Fehloftenes Druckhalter-Sicherheitsventil	S3	x	x	x													x	x	x
Mittleres PKL-Leck 200cm²<F<500cm²	S4	x	x	x													x	x	x
Großes PKL-Leck F>500cm²	S5	x	x	x													x	x	x
Fehloftenes DH-AV durch Wartungsfehler	S6		x	x	x												x	x	x
Fehloftenes DH-AV im Notstromfall	S6/T1	x	x	x													x	x	x
Fehloftenes DH-AV nach TUSA	S6/T2	x	x	x													x	x	x
Dampferzeuger-Heizrohrleck	S7	x	x	x													x	x	x
Leck im Nachkühlsystem im SHB	S8.1			x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
Leck im Nachkühlsystem im Ringraum	S8.2			x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
Leck im Volumenregelsystem	S9	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Leck am Flutraum / Absetzbecken	S10					x	x	x		x	x	x							
Leck in ein angeschlossenes System	S11			x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x				
<b>Deborierungen</b>																			
Lecks aus Deionat führenden Systemen	D1			x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x		
- Dampferzeuger-Heizrohr-Leck	D1.1			x	x												x	x	
- Leck im Nachkühler	D1.2			x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x		
- Leck einer Gleitringdichtung	D1.3			x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x		
- Fehlerhafte Einspeisung in PKL	D1.4			x	x	x	x	x	x		x	x	x	x	x	x	x		
Fehlerhaft Deionat im Nachkühlsystem	D2			x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x			
Deborieren bei Dekontaminationsarbeiten	D3											x	x	x					
Entborieren beim Anheben des Füllstands	D4																x		
Fehler beim Borieren zum Abfahren	D5			x															
Fehlerhaftes Entborieren beim Anfahren nach Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen	D6/T1																	x	
<b>Kritikalitätseignisse</b>																			
Fehlausfahren der Steuerstäbe	K1																	x	x
Ausfall der Reaktorschnellabschaltung	K2	x																	x
Beladefehler	K3								x		x								
<b>Handhabungsfehler</b>																			
Brennelement-Handhabungsfehler	H1								x		x								
Absturz schwerer Lasten	H2					x	x	x	x	x	x	x	x						
<b>Übergreifende Einwirkungen von innen</b>																			
Brand innerhalb SHB	I1.1	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Brand außerhalb SHB	I1.2	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Interne Überflutung	I2	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x

1 Die anlagenspezifische Abgrenzung zwischen Leistungsbetrieb und NLB ist zu beachten.

Tabelle 4-4: Beispielhafte Zuordnung möglicher auslösender Ereignisse zu ABZ (SWR)

Auslösendes Ereignis	Phase 1 ABZ	a		b	c		d		e		f		g	
		a-1	a-2	b-1	c-1	d-1	d-2	e-1	e-2	f-1	f-2	g-1	g-2	
<b>Transienten</b>														
Notstromfall (extern)	T1.1	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Notstromfall (intern)	T1.2			x	x	x	x	x	x	x				
Ausfall Hauptspeisewasser ohne AHWS	T2	x	x										x	x
Ausfall Hauptwärmesenke ohne AHSpW	T3	x	x										x	x
Ausfall Hauptspeisewasser und AHWS	T4	x	x										x	x
Offenbleiben eines S+E-Ventils	T5	x	x	x							x	x	x	x
Fehlöffnen von Turbinen- oder Umleitstellventilen	T6	x	x										x	x
Ausfall der Nachwärmeabfuhr	T7			x	x	x	x	x	x	x	x	x		
Überspeisungstransiente	T8	x	x										x	x
Ausfall BELB-Kühlung	T9	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
<b>Kühlmittelverluste</b>														
FD-Leck außerhalb SHB	S1.1	x	x										x	x
FD-Leck innerhalb SHB	S1.2	x	x										x	x
SpW-Leitungsleck außerhalb SHB	S2.1	x	x										x	x
SpW-Leitungsleck innerhalb SHB	S2.2	x	x										x	x
Leck im Reaktorwasserreinigungssystem außerhalb SHB	S3.1	x	x	x								x	x	x
Leck im Reaktorwasserreinigungssystem innerhalb SHB	S3.2	x	x	x								x	x	x
Leck im RDB-Boden	S4.1	x	x										x	x
Leck im RDB-Boden bei Arbeiten an Durchführungen	S4.2				x	x	x	x						
Leck im Nachkühlsystem im SHB	S5.1			x	x	x	x	x	x	x	x	x		
Leck im Nachkühlsystem im Reaktorgebäude	S5.2			x	x	x	x	x	x	x	x	x		
Leck am Flutraum / Absetzbecken	S6				x	x	x	x						
Leck in ein angeschlossenes System	S7			x	x	x	x	x	x	x	x	x		
Kondensationskammer-Leck	S8	x	x	x					x	x	x	x	x	x
<b>Kritikalitätsereignisse</b>														
Fehlausfahren der Steuerstäbe	K1.1			x	x	x				x	x	x		
Fehlerhafter Ausbau von Steuerstäben	K1.2				x	x								
Herausfallen von Steuerstäben	K1.3	x												x
Ausfall der Reaktorschnellabschaltung	K2	x											x	x
Beladefehler	K3						x							
Anfahrstörfall	K4												x	x
<b>Handhabungsfehler</b>														
Brennelement-Handhabungsfehler	H1						x							
Absturz schwerer Lasten	H2				x	x	x	x						
<b>Übergreifende Einwirkungen von innen</b>														
Brand innerhalb SHB (nicht wenn inertisiert)	I1.1	(x)	(x)	x	x	x	x	x	x	x	(x)	(x)	(x)	(x)
Brand außerhalb SHB	I1.2	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x
Interne Überflutung	I2	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x	x

1 Die anlagenspezifische Abgrenzung zwischen Leistungsbetrieb und NLB ist zu beachten.

#### 4.3.3.1 Analyse fehlerhafter Personalhandlungen vor Ereigniseintritt

Bei der Ermittlung auslösender Ereignisse im NLB ist auf Grund der Vielzahl von Instandhaltungs-, Freischaltmaßnahmen und wiederkehrenden Prüfungen auf das Potenzial fehlerhafter Personalhandlungen vor Ereigniseintritt einzugehen, mit der Zielsetzung der Identifikation möglicher auslösender Ereignisse. Bezüglich der Auswirkungen fehlerhafter Personalhandlungen vor Eintritt eines auslösenden Ereignisses wird generell unterschieden zwischen

- Fehlhandlungen, die zur Nichtverfügbarkeit von Komponenten oder sogenannten latenten Fehlern führen, die erst bei einer Anforderung oder unter bestimmten Bedingungen evident werden (z. B. Fehlstellungen),
- Fehlhandlungen, die ein auslösendes Ereignis zur Folge haben,
- Fehlhandlungen, die zusätzlich zu einem auslösenden Ereignis den Ausfall sicherheitsrelevanter Einrichtungen oder Systeme verursachen.

Für diese Analyse der Auswirkungen fehlerhafter Personalhandlungen vor Ereigniseintritt können folgende Quellen herangezogen werden wie

- betriebliche Regelungen zum Ab- und Anfahren der Anlage,
- Revisionspläne bzw. eine der Analyse zugrundeliegende repräsentative Revision, welche die Instandhaltungs-, Freischaltmaßnahmen und wiederkehrenden Prüfungen beinhaltet, zusammen mit den zugeordneten einzuhaltenden betrieblichen Regelungen,
- Auswertungen zur Betriebserfahrung der Anlage.

Die ersten beiden Quellen umfassen den Umfang an vorgesehenen Maßnahmen während des NLB. Die Auswertungen zur anlagenbezogenen Betriebserfahrung ermöglichen die Nutzung dieser Betriebserfahrung im Hinblick auf zusätzliche Erkenntnisse zu Ursachen und Wirkungen von Fehlhandlungen in der Wechselwirkung mit der Umgebung.

Da eine detaillierte Analyse und Bewertung aller Maßnahmen des Betriebspersonals während des NLB nicht praktikabel ist, sollte die Analyse von Personalhandlungen vor Ereigniseintritt in iterativen Schritten erfolgen. Ziel ist es, zunächst durch ein Bewertungsverfahren festzustellen (Screening-Analyse), für welche Maßnahmen eine qualitative Untersuchung ausreichend ist, für welche möglichen Fehlhandlungen eine summarische Analyse empfohlen wird und für welche identifizierten Maßnahmen vor Ereigniseintritt eine detaillierte Analyse erforderlich ist (vgl. Abbildung 4-1). Im nächsten Schritt werden dann nur für die als relevant eingeordneten Maßnahmen summarische bzw. detaillierte Analysen durchgeführt.

Für diese Screening-Analyse werden die Hauptschritte bzw. -inhalte der Ab- und Anfahrprozedur sowie der durchzuführenden Maßnahmen entsprechend einer repräsentativen Revision zusammen mit den jeweiligen betrieblichen Randbedingungen für die konkrete Anlage in Anlehnung an die in Tabelle 4-5 angegebene Beispielliste für die jeweiligen Anlagenbetriebszustände untersucht

Dazu werden nach entsprechender Auswertung der Arbeitsumgebung im Rahmen von empirischen Untersuchungen wie Begehungen und Aufgabenanalysen mögliche Fehlhandlungen für diese Maßnahmen und die daraus resultierenden Auswirkungen untersucht. Die Einordnung der Relevanz erfolgt dann für mögliche Fehlhandlungen, die entweder zu Nichtverfügbarkeiten von Komponenten oder Teilsystemen führen, oder ein auslösendes Ereignis zur Folge haben.

Im ersteren Fall wird untersucht, welche Erkennungsmöglichkeiten es für den Fehler gibt, für welches Zeitfenster von einer entsprechenden Nichtverfügbarkeit oder dem Vorliegen eines latenten Fehlers auszugehen ist und bei welchen auslösenden Ereignissen die Nichtverfügbarkeit oder der Fehler evident werden würde. Danach können mögliche Gegenmaßnahmen bei Auftreten eines entsprechenden auslösenden Ereignisses sowie die Konsequenzen bei Nicht-Beherrschung qualitativ untersucht und beschrieben werden.

Im Falle einer möglichen Fehlhandlung, die ein auslösendes Ereignis zur Folge hat, wird dieses zunächst klassifiziert, z. B. ein KMV, ein Verlust der Nachwärmeabfuhr, eine Reaktivitätsstörung, der Verlust der Energieversorgung oder eine Aktivitätsfreisetzung. Die Einordnung der Ergebnisrelevanz erfolgt durch eine qualitative Untersuchung der Erkennungsmöglichkeiten für die Störung bzw. den Störfall, verfügbare Zeitfenster zum Ergreifen vorgesehener Gegenmaßnahmen sowie die möglichen Konsequenzen bei einer Nicht-Beherrschung.

Der wesentliche Punkt dieser Screening-Analyse betrifft die nachvollziehbare Zuordnung der vorgesehenen Maßnahmen – bezogen auf Hauptschritte – zu der durchgeführten Einordnung bezüglich der Ergebnisrele-

vanz. Zu dieser Bewertung sollten insbesondere die Auswertungen der anlagenbezogenen Betriebserfahrung herangezogen werden, mit den entsprechenden Erkenntnissen zu Ursachen und Wirkungen von Fehhandlungen und Fehlermechanismen.

Danach sollte die summarische bzw. detaillierte Bewertung der nach dem Screening-Prozess als ergebnisrelevant eingeordneten Maßnahmen erfolgen; werden qualitative Untersuchungen als ausreichend erachtet, sind diese mit der Screening-Analyse erfolgt und es sind keine weiteren Analysen notwendig. Unter einer summarischen Analyse wird eine zusammengefasste Analyse einer bestimmten Klasse von auslösenden Ereignissen verstanden, bei der z. B. durch unterschiedliche Fehler verursachte Leckagen oberhalb des Kerns untersucht werden, ohne die Fehlermöglichkeiten dafür im Detail zu untersuchen. Quantitative Abschätzungen von Personalhandlungen sind mit geeigneten Methoden durchzuführen, vgl. Abschnitt 3.4.

Ereignisse können in Ereignisgruppen zusammengefasst werden, die durch ähnliche Randbedingungen und Anforderungen an die Maßnahmen zur Beherrschung gekennzeichnet sind. In einer Gruppe sind für die einzelnen Systemfunktionen die jeweils ungünstigsten Mindestanforderungen (z. B. Anzahl der benötigten Teilsysteme, Anforderungszeitpunkt, erforderliche Einsatzzeit) zu berücksichtigen, die für die in der Gruppe zusammengefassten Ereignisse zutreffen.

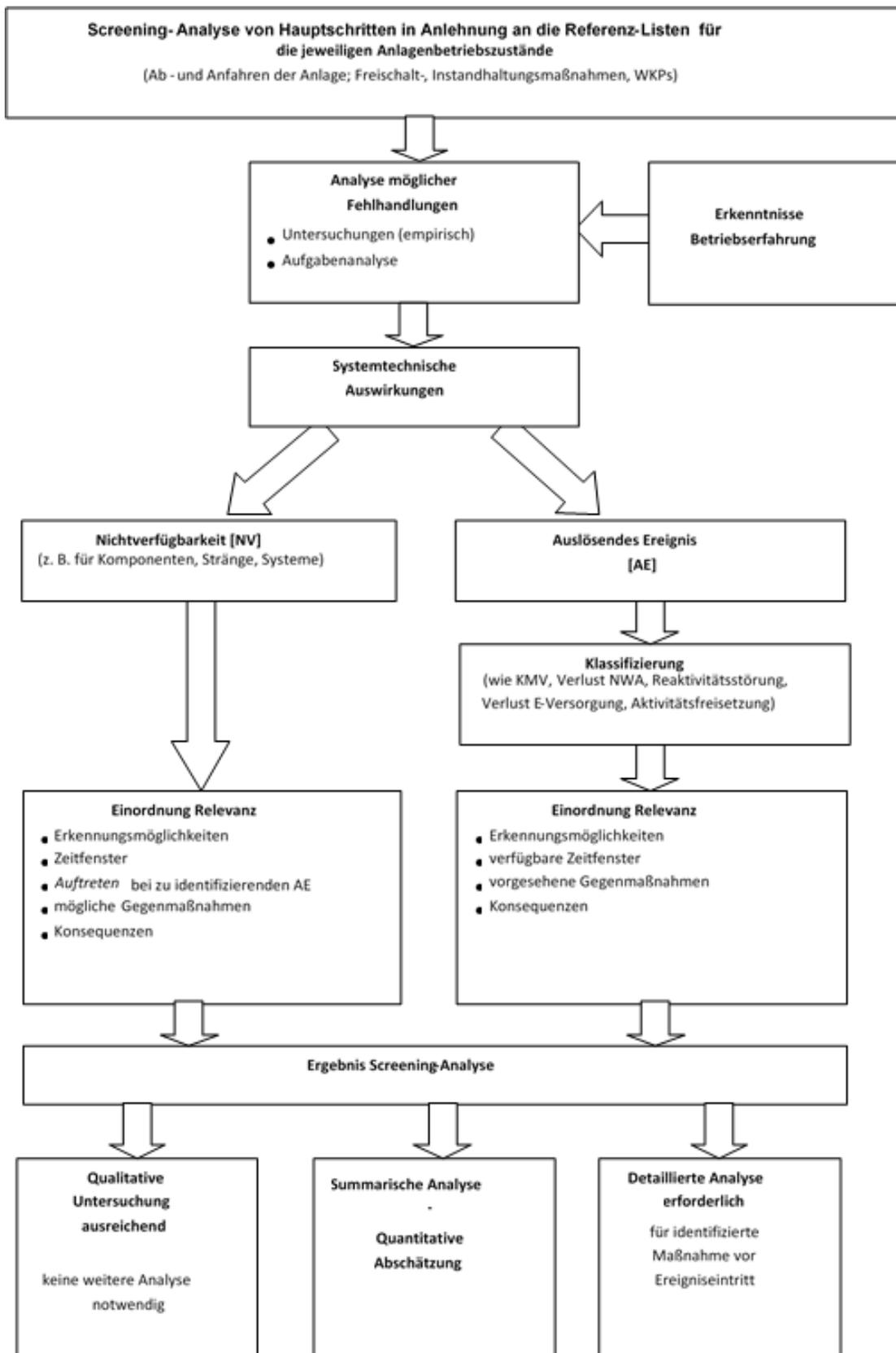


Abbildung 4-1: Screening-Analyse zur Ermittlung der Ergebnisrelevanz fehlerhafter Personalhandlungen vor Ereigniseintritt

**Tabelle 4-5: Beispielhafte Auflistung von Hauptschritten bzw. -inhalten einer repräsentativen Revision (DWR und SWR)**

DWR	SWR
Leistungsabsenkung - Abfahren der Anlage	Leistungsabsenkung - Abfahren der Anlage
Beginn WKP zum Abfahren der Anlage nach PHB und Freischaltmaßnahmen	Beginn WKP zum Abfahren der Anlage nach PHB und Freischaltmaßnahmen
Generator vom Netz	Generator vom Netz
Leistungsabsenken, Aufborieren auf unterkritisch heiß	Abfahren über FDU bis zur Übernahme auf Nachkühlbetrieb
Abfahren über FDU bis zur Übernahme auf Nachkühlbetrieb	SHB-Ladedeckel öffnen
Abfahren mit Nachkühlbetrieb	RDB öffnen
WKP Nukl. Nachkühlsystem, Zusatzboriersystem	Flutkompensator setzen
Reaktorriegel ziehen, Kontrolle Reaktorbecken	Fluten
KMT und KMD absenken, HKMP außer Betrieb nehmen	RDB-Arbeiten
WKP Volumenregelsystem, DH Kaltfahren	Wasserabscheider/Dampftrockner ausbauen
Niveau auf $\frac{3}{4}$ Loop absenken	Ausbau Speisewasserverteiler (nicht für alle Anlagen)
Kabelbrücke abklemmen	Stopfen setzen, Platten setzen
Spülbetrieb RKL mit Lüftung/Abgassystem	Redundanzarbeiten
Kabelbrücke ziehen	Arbeiten an einzelnen Systemen/Komponenten (Steuerstabantriebsraum, ...)
RDB-Bolzen entspannen	Schütz ziehen
RDB-Deckel anheben	BE-Sipping-Test
Fluten Reaktorbecken bis Niveaueausgleich	BE-Wechsel
OKG ziehen	Schütz setzen
Dichtschütz ziehen	Speisewasserverteiler aus-/einbauen
Kernentladen oder Shufflen	Stopfen ziehen, Platten ziehen
Dichtschütz setzen *)	Einbau Speisewasserverteiler (nicht für alle Anlagen)
Niveauabsenken Reaktorbecken *)	Dampftrockner/Wasserabscheider einbauen
Arbeiten UK Loop *)	Flutraum leeren
Fluten Reaktorbecken bis Niveaueausgleich *)	Flutkompensator ausbauen
Dichtschütz ziehen *)	RDB schließen
Umsetzen der Kerneinbauten *)	Ladedeckel schließen
Kern beladen *)	WKP zum Anfahren der Anlage nach PHB
OKG in RDB einsetzen	Anfahren
Dichtschütz setzen	Leistung erhöhen zum Synchronisieren
Niveauabsenken Reaktorbecken	Synchronisieren, Generator am Netz

DWR	SWR
RDB-Deckel auflegen	Leistung erhöhen auf Volllast
RDB-Deckel verspannen	
Kabelbrücke setzen	
Kabelbrücke anklemmen	
Reaktorriegel auflegen	
Evakuieren RKL	
KMD anheben, WKP Volumenregelsystem	
HKMP in Betrieb nehmen	
WKP zum Anfahren der Anlage nach PHB	
KMT und KMD erhöhen	
Beginn WKP zum Anfahren der Anlage nach PHB	
Aufheizen RKL auf unterkritisch heiß	
WKP nach PHB im Zustand unterkritisch heiß	
Entborieren und Anfahren der Anlage	
Leistung erhöhen zum Synchronisieren	
Synchronisieren, Generator am Netz	
Leistung erhöhen auf Volllast	
*diese Betriebsvorgänge entfallen beim Shufflen	

#### 4.3.4 Ermittlung zu untersuchender auslösender Ereignisse

Auf der Basis der identifizierten möglichen auslösenden Ereignisse jedes ABZs wird im Weiteren mittels qualitativer Bewertungen oder auch mittels quantitativer Abschätzungen der Umfang der explizit zu analysierenden auslösenden Ereignisse ermittelt.

Anhand der ausgewerteten Betriebserfahrung und der anlagenspezifischen sowie prozessabhängigen Randbedingungen der einzelnen ABZ, die u. a. auch durch das Betriebsreglement festgelegt sind, ist die Relevanz der auslösenden Ereignisse hinsichtlich einer späteren expliziten Bewertung zu analysieren. Dabei sollte auch gleichzeitig überprüft werden, ob mögliche auslösende Ereignisse in einem bestimmten ABZ bereits in der PSA für den Leistungsbetrieb oder einem anderen ABZ explizit bewertet sind bzw. bewertet werden müssen.

Erweist sich im Rahmen dieser Beurteilung ein Beitrag als vernachlässigbar im Sinne von Abschnitt 3.1.2, so ist eine weitere Analyse nicht erforderlich. Die mit dieser Vorgehensweise als relevant ermittelten auslösenden Ereignisse werden dann explizit analysiert. Auf die Bedingungen für die Vernachlässigbarkeit auslösender Ereignisse wird auch im folgenden Abschnitt eingegangen.

##### 4.3.4.1 Anlageninterner Brand im Nichtleistungsbetrieb

In den Abschnitten 3.5.1.1 bis 3.5.1.4 ist die allgemeine Vorgehensweise bei der Durchführung von Brand-PSA für Anlagenbetriebszustände des Leistungsbetriebs beschrieben. Diese Methodik wurde für die Bewertung von Brandereignissen im Leistungsbetrieb bereits angewendet und lässt sich grundsätzlich auch für den NLB anpassen. Bei der Anwendung der Methodik für Brand-PSA für Zustände des NLB sind die Unterschiede außerdem in den Eingangsdaten und -informationen gegenüber denen des Leistungsbetriebs zu beachten.

Zur Durchführung einer Brand-PSA für den NLB kann es hilfreich sein,

- sowohl auf eine umfassende Brand-PSA für den Leistungsbetrieb (vgl. Abschnitte 3.5.1.1 bis 3.5.1.4)
- als auch auf eine umfassende PSA für den NLB (vgl. Abschnitt 4)

zurückzugreifen und auf die dort verwendeten Modellierungen und Ergebnisse Bezug zu nehmen. Bei der Durchführung einer Brand-PSA für den NLB, kann im Wesentlichen auf die Unterteilung der örtlichen Anlagegegebenheiten in Brandbereiche aus der Brand PSA für den Leistungsbetrieb entsprechend Abschnitt 3.5.1.2.1 zurückgegriffen werden. Räume oder Raumbereiche, die während des Leistungsbetriebs inertisiert sind, müssen in Betriebsphasen mit Deinertisierung im NLB zusätzlich analysiert werden.

Aus der PSA für den NLB kann die Unterteilung in ABZ herangezogen werden.

Entsprechend dem Vorgehen im Leistungsbetrieb ist für jeden relevanten ABZ und jeden relevanten Raumbereich die brandbedingte Häufigkeit von Schadenszuständen zu berechnen; im Leistungsbetrieb sind die Zielgrößen die jährliche Häufigkeit von Gefährdungs- bzw. Kernschadenszuständen, im NLB die Häufigkeit von Brennstabschadenszuständen pro Jahr.

Mit Hilfe des in den Abschnitten 3.5.1.2.1 bis 3.5.1.2.4 beschriebenen und für den NLB angepassten Auswahlverfahrens sind für jeden ABZ des NLB diejenigen Räume bzw. Raumbereiche herauszufinden, in denen Brandereignisse Auswirkungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung haben können. Dabei sind insbesondere folgende Änderungen und Erweiterungen bezüglich der Eingangsdaten und -informationen zu berücksichtigen:

- Systemtechnischer Status der Räume:  
Alle Einrichtungen eines Raumes oder Raumbereichs d. h. bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten (einschließlich der zugehörigen Kabel) sind entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Funktion für jeden ABZ des NLB einer von drei Klassen zuzuordnen (1 – keine sicherheitstechnische Relevanz, 2 – Basisereignis im PSA-Anlagenmodell, 3 – Ausfall führt zu einem störfallauslösendem Ereignis).
  - Brandschutztechnischer Status der Räume:  
In Abhängigkeit vom ABZ sind Änderungen der brandschutztechnischen Gegebenheiten von Räumen bzw. Raumbereichen möglich. Diese Änderungen sind bei der Brand-PSA zu berücksichtigen. Dabei ist Folgendes zu beachten: Änderung des Zustands baulicher Brandschutzmaßnahmen, Änderung des Umfangs und der räumlichen Anordnung von Brandlasten, Berücksichtigung der Auswirkungen von Instandhaltungs- und Reparaturmaßnahmen, Veränderungen hinsichtlich der Anzahl der in den jeweiligen Räumen bzw. Anlagenbereichen anwesenden Personen und deren Aufenthaltsdauer in den Räumen.
- Raumbezogene störfallauslösende Ereignisse:  
Bei einer brandbedingten Nichtverfügbarkeit aller Einrichtungen in einem Raum bzw. Anlagenbereich ist in Abhängigkeit vom ABZ die Liste der möglichen auslösenden Ereignisse zu ergänzen.

Beim Auswahlverfahren und bei Brandanalysen für den NLB sind die nachfolgend genannten Aspekte zu berücksichtigen:

- Während des Anlagenstillstands finden in bestimmten Bereichen der Anlage Arbeiten statt, die zu Bränden führen können,
- In den Anlagen werden gemäß Brandschutz und anderer Betriebsvorschriften umfangreiche Vorkehrungen getroffen, um Brände, die Betriebsstörungen auslösen oder die Nichtverfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen zur Folge haben könnten, zu verhindern,
- Arbeiten, die Brände verursachen können, finden gemäß den Betriebsvorschriften nur in solchen Redundanzen statt, die freigeschaltet sind und deren Verfügbarkeit daher für die die Sicherheit der Anlage nicht erforderlich ist. Dies wird durch ein umfassendes Freischalt- und Arbeitserlaubnisverfahren sichergestellt,
- Die Redundanztrennung ist für die Redundanzen, deren Verfügbarkeit für die die Sicherheit der Anlagen erforderlich ist, i. d. R. auch im Nichtleistungsbetrieb gegeben. Soweit dies nicht der Fall ist, ist hierauf gesondert einzugehen,
- In den Redundanzen, in denen brandgefährliche Arbeiten stattfinden, ist i. d. R. Personal für eine Brandmeldung und –bekämpfung verfügbar,
- Partielle Aufhebung von Brandschutzmaßnahmen.

Für die mit dem Auswahlverfahren als analyserelevant identifizierten Räume sind Detailanalysen durchzuführen.

Detailanalysen umfassen drei Arbeitsschritte:

- Bestimmung der Brandeintrittshäufigkeit:  
Dabei kann auf die in Abschnitt 3.5.1.3 beschriebenen Methoden zurückgegriffen werden; zu berücksichtigen sind insbesondere die geänderten brandschutztechnischen Gegebenheiten der Räume.
- Bestimmung der Brandschadenswahrscheinlichkeit:  
Dabei wird die in Abschnitt 3.5.1.2.5 beschriebene Methode der brandspezifischen Ereignisablaufanalyse angewendet.
- Bestimmung der Brennstabsschadenshäufigkeit:  
Zur Berechnung kann auf die Ereignisablaufanalyse des entsprechenden auslösenden Ereignisses aus der PSA für den NLB zurückgegriffen werden. Die zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses erforderlichen Personalhandlungen in den Fehlerbäumen sind daraufhin zu überprüfen, ob sie bei dem zu analysierenden Brandereignis tatsächlich durchgeführt werden können.

#### 4.3.5 Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse

Bei der Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse in einer PSA für den NLB ist zu unterscheiden, ob das auslösende Ereignis von der Dauer des ABZ oder von bestimmten Maßnahmen, wie beispielsweise Wartungs- und Instandhaltungsmaßnahmen, abhängig ist. Daher sind grundsätzlich die folgenden beiden Fälle zu betrachten:

- Fall a: Die Häufigkeit für das Eintreten des auslösenden Ereignisses steigt mit der zeitlichen Dauer des betrachteten Zeitraums.
- Fall b: Die Häufigkeit für das Eintreten des auslösenden Ereignisses ist unabhängig von der zeitlichen Dauer des betrachteten Zeitraums.

Im ersten Fall (Fall a) werden Ereignisse untersucht, deren Ursache nicht auf bestimmte Maßnahmen oder Handlungen zurückzuführen ist. Zur Ermittlung der Häufigkeit des Eintretens bei einer Auswertung der Betriebserfahrung ist die Anzahl der beobachteten Ereignisse auf die kumulierten Stillstandszeiten der berücksichtigten Anlagenstillstände zu beziehen. Der ermittelte Wert ist eine Häufigkeit pro Zeiteinheit.

In Fall b werden die Ereignisse untersucht, deren Ursachen auf fehlerhafte Personalhandlungen während des betrachteten ABZ zurückzuführen sind. Eine Korrelation mit der Dauer des betrachteten Zeitraums ist dabei nicht gegeben. Die Häufigkeit des Eintretens kann bei einer numerischen Auswertung der Betriebserfahrung durch Bezug der beobachteten Ereignisse auf die kumulierte Anzahl der entsprechenden Maßnahmen in allen zu berücksichtigenden ABZ und Anlagenstillständen ermittelt werden. Der so ermittelte Wert stellt eine Fehlerwahrscheinlichkeit pro Durchführung einer Maßnahme dar. Zur Umrechnung dieser Fehlerwahrscheinlichkeit in eine Eintrittshäufigkeit wird der Wert mit der erwarteten Anzahl der Maßnahmen, die jeweils im betrachteten ABZ zum auslösenden Ereignis führen können, und der Anzahl dieser ABZ pro Jahr multipliziert.

Im Rahmen einer PSA für den NLB sind die Häufigkeiten pro Jahr anzugeben.

Kann eine numerische Auswertung der Betriebserfahrung nicht durchgeführt werden, besteht zum einen die Möglichkeit zur Ermittlung von Eintrittshäufigkeiten in der Bestimmung der Ausfälle betrieblicher Systeme über eine Fehlerbaumanalyse; dabei ist die zutreffende zuverlässigkeitstheoretische Größe die Ausfallhäufigkeitsdichte für das TOP-Ereignis, heranzuziehen.

Zum anderen kann bei auslösenden Ereignissen, die durch fehlerhafte Personalhandlungen verursacht werden, eine Analyse und Bewertung der Zuverlässigkeit vor Ereigniseintritt durchgeführt werden. Zur Umrechnung einer so ermittelten Fehlerwahrscheinlichkeit in eine Eintrittshäufigkeit wird dieser Wert mit der erwarteten Anzahl der Maßnahmen, die jeweils im betrachteten ABZ zum auslösenden Ereignis führen können, und der Anzahl dieser ABZ pro Jahr multipliziert.

Außerdem besteht die Möglichkeit zur Ermittlung einer Eintrittshäufigkeit in der Verwendung generischer Daten, deren Übertragbarkeit gegeben ist.

Die Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse im NLB ist in Kapitel 3 des Datenbandes /DAT 05/ beschrieben.

### 4.3.6 Ereignisablauf- und Systemanalyse

Die Untersuchung von unterschiedlichen sich ergebenden Ereignisablaufsequenzen im NLB erfolgt, ebenso wie die Analyse zum Leistungsbetrieb mit Hilfe von Ereignisablaufdiagrammen. In Abhängigkeit vom auslösenden Ereignis und den jeweils vorliegenden Randbedingungen der Anlagenbetriebszustände sind die jeweiligen Funktionen der systemtechnischen Einrichtungen und die entsprechenden Personalhandlungen zu ermitteln, die zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses in den jeweiligen Ereignisablaufpfaden vorgesehen bzw. erforderlich sind; verwiesen wird in diesem Zusammenhang auf die Ausführungen in Kapitel 3.4. Grundlage dieser Ermittlung sind die im Betriebsreglement vorgesehenen Maßnahmen auf Basis der verfügbaren systemtechnischen Einrichtungen (entsprechend den Verfügbarkeitsanforderungen in den jeweiligen Anlagenbetriebszuständen gemäß Betriebsreglement der Anlage). Zu berücksichtigen sind dabei u. a. auch – soweit vorhanden und verfügbar – Anregekriterien für Betriebssysteme, für Begrenzungssysteme und für das Reaktorschutzsystem.

Bei der Systemanalyse können zur Ermittlung der Fehlerentdeckungszeiten betriebliche Anforderungen als Funktionsprüfung gelten, sofern sie repräsentativ für die Anforderungen zur Beherrschung des auslösenden Ereignisses (unter Berücksichtigung des jeweiligen Ereignisablaufpfades) sind. Die Anforderungshäufigkeiten sind dabei aus den betrieblichen Aufzeichnungen zu ermitteln.

Kann mit den durchzuführenden Maßnahmen die Brennelementkühlung nicht gewährleistet werden, oder führen andere Ereignisablaufsequenzen zu Brennstabschäden mit einer wesentlichen Radionuklidfreisetzung, liegt ein Brennstabschadenzustand vor.

Bei offenem RDB und ausgefallenen Systemen zur Nachwärmeabfuhr können Ereignisablaufpfade auftreten, bei denen eine ausreichende Kühlung der Brennelemente durch Verdampfung des Kühlmittels in den Sicherheitsbehälter bzw. bei offenem Sicherheitsbehälter in das Reaktorgebäude bei gleichzeitiger Nachspeisung der Verdampfungsverluste gewährleistet wird.

Diese zunächst beherrschten Zustände sind hinsichtlich möglicher Folgeschäden durch die zunehmende Dampfatosphäre, deren Folgen möglicherweise zu Brennstabschadenzuständen führen können, weiter zu untersuchen und bezüglich ihres zu erwartenden Risikobeitrags abzuschätzen.

Die Wirksamkeitsbedingungen der einzelnen Maßnahmen sind abhängig vom Ereignisablaufpfad festzustellen. Anlagenzustände, die nicht beherrscht werden, sind den Brennstabschadenzuständen zuzuordnen und auszuweisen. Die Brennstabschadenzustände sind in verschiedene Kategorien einzuteilen, die den zeitlichen Abläufen der einzelnen Ereignisablaufpfade und den möglichen Auswirkungen Rechnung tragen.

### 4.3.7 Kategorisierung der Endzustände

Ein Brennstabschadenzustand im NLB bezeichnet eine wesentliche Radionuklidfreisetzung (Verlust der Brennelementkühlung und nachfolgende Aufheizung der Brennstäbe oder mechanische Beschädigung der Brennstabhüllen ohne Abschirmwirkung z. B. durch Beckenwasser) und stellt einen unbeherrschten Endzustand dar. Unbeherrschte Endzustände können auch aus einem Verlust der Reaktivitätskontrolle resultieren. Diese letzteren Zustände werden – auch wenn nicht unmittelbar eine Radionuklidfreisetzung resultiert oder wenn die Brennelementkühlung nicht unmittelbar betroffen ist – ggf. als unbeherrschter Endzustand in einer eigenen Kategorie charakterisiert. Die Unterscheidung zwischen beherrschten und unbeherrschten Endzuständen ist an berechenbare physikalische Größen zu koppeln.

Eine wesentliche Radionuklidfreisetzung kann somit durch den Verlust der Brennelementkühlung und die nachfolgende Aufheizung der Brennstäbe auftreten, die u. a. folgendermaßen kategorisiert werden kann.

- Absinken des RDB-Füllstands unterhalb der Oberkante der aktiven Zone des Kerns,
- Unterschreiten der Wasserüberdeckung im Brennelementlagerbecken (BELB) unterhalb der Oberkante des Brennstoffs,
- zu/unzulässig hoher Druckanstieg (RDB-Druck, FD-/KM-Druck)

Eine mechanische Beschädigung der Brennstabhüllen kann auftreten durch

- den Integritätsverlust von Brennelementen bei einem Absturz schwerer Lasten oder
- einen Integritätsverlust bei einem Brennelement-Handhabungsfehler.

Die Brennstabschadenzhäufigkeit ist die Häufigkeit pro Jahr, mit der im NLB der Anlage eine Aufheizung oder anderweitige (mechanische) Beschädigung der Brennstäbe und eine wesentliche Radionuklidfreisetzung aus dem Kernbrennstoff erwartet wird. Dabei ist es unerheblich, an welchem Ort in der Anlage sich die Brennstäbe befinden (RDB, BELB etc.).

Es wird darauf hingewiesen, dass den qualitativ deutlich unterschiedlichen unbeherrschten Endzuständen im NLB bei der Bewertung der Ergebnisse Rechnung zu tragen ist.

### 4.3.8 Mindestanforderungen an die Systemfunktionen

Die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen sind ereignisablaufpfadspezifisch zu ermitteln. Dabei sind die jeweils erforderlichen Gegenmaßnahmen einschließlich der bestehenden Konfigurationen der Systeme zu berücksichtigen.

Die für die Bestimmung der Mindestanforderungen an die Systeme benötigte Randbedingungen, wie die Nachzerfallsleistung und verfügbare Wasserinventare, sind konservativ abdeckend für den jeweils untersuchten ABZ zu bestimmen, dabei ist der Anfangszeitpunkt des ABZ zu definieren.

Die zu ermittelnden Karenzzeiten für die Durchführung von Gegenmaßnahmen geben in der Summe den Zeitraum an, der von der Erkennbarkeit des Ereignisses bis zum spätesten Zeitpunkt für ein erfolgreiches Eingreifen vorhanden ist. Dabei sind sowohl die unterschiedlichen Karenzzeiten für die Durchführbarkeit von Maßnahmen entlang eines Ereignisablaufpfades als auch weitere Kriterien zugrunde zu legen, die sich an Art und Ort der durchzuführenden Maßnahmen orientieren (z. B. Ortsdosisleistung oder Temperatur für Maßnahmen am BELB).

Die Mindestanforderungen sollen unter realistischen Anfangs- und Randbedingungen für Druck, Temperatur, Kritikalität usw. für den jeweils betrachteten ABZ ermittelt werden; dabei sind die jeweiligen Unsicherheiten angemessen zu berücksichtigen.

### 4.3.9 Quantitative Ergebnisse der Ereignisablauf- und Systemanalyse

Die Ereignisablauf- und Systemanalysen werden mit einem entsprechend qualifizierten Computerprogramm quantitativ ausgewertet und folgende auf ein Jahr bezogene Größen ermittelt:

- Erwartungswerte und Unsicherheiten der Häufigkeiten von Ereignisablaufsequenzen, die zu Brennstabschadenszuständen führen:
  - Gesamtwerte für alle auslösenden Ereignisse und alle Endzustände nicht beherrschter Sequenzen,
  - Beiträge der einzelnen Endzustände zu diesen Gesamtwerten,
  - Beiträge der einzelnen auslösenden Ereignisse und der einzelnen Anlagenbetriebszustände (ABZ) zu diesen Gesamtwerten,
  - Beiträge der einzelnen Kategorien von Endzuständen zu den Häufigkeiten der einzelnen nicht beherrschten auslösenden Ereignisse und zu den einzelnen ABZ.
- Wichtige Beiträge (Importanzen) sowohl von einzelnen Funktionselementausfällen als auch von definierten Gruppen von Funktionsausfällen:
  - zu den Gesamthäufigkeiten,
  - zu den Häufigkeiten der einzelnen Endzustände,
  - zu den Häufigkeiten der einzelnen, nicht beherrschten auslösenden Ereignisse.
- Einfluss der Variation der Zuverlässigkeitskenngrößen (Sensitivitäten) sowohl von einzelnen Funktionselementausfällen als auch von definierten Gruppen von Funktionselementausfällen:
  - auf die Gesamthäufigkeiten,
  - auf die Häufigkeiten der einzelnen Endzustände,
  - auf die Häufigkeiten der einzelnen, nicht beherrschten auslösenden Ereignisse.

Die Erwartungswerte der Häufigkeiten von Brennstabschadenszuständen, die aus den für den NLB analysierten Ereignisablaufsequenzen resultieren, zählen zu den wesentlichen Ergebnisgrößen der PSA.

Zusätzlich zu den oben genannten Größen sollten die Erwartungswerte der Häufigkeiten von Ereignisablaufsequenzen über eine zeitabhängige Analyse ermittelt werden. Dabei ist darauf zu achten, dass der Zeitbereich für die Dauer des jeweiligen ABZ berücksichtigt wird.

## 4.4 ZUVERLÄSSIGKEITSKENNGRÖSSEN

Für die Ereignisablauf- und Systemanalyse werden folgende Zuverlässigkeitskenngrößen benötigt:

- Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse,
- Häufigkeit und Dauer der ABZ pro Jahr,
- Wahrscheinlichkeiten für fehlerhafte Personalhandlungen,
- Ausfallrate oder Ausfallwahrscheinlichkeiten von Komponenten oder Teilen von Komponenten (Betriebsmittel) auf Grund von unabhängigen Ausfällen,

- Reparaturdauern bzw. Reparaturdauerverteilungen,
- Nichtverfügbarkeiten von Teilsystemen infolge von Test, Wartung, Instandhaltung usw.,
- zeitlicher Abstand und Abfolge der WKP (Zeitpunkt des letzten Tests) oder mittlerer zeitlicher Abstand betrieblicher Anforderungen,
- Ausfallwahrscheinlichkeiten von Komponenten bzw. Teilen von Komponenten (Betriebsmittel) auf Grund von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) und
- Wahrscheinlichkeiten von Folgeausfällen.

In Kapitel 3 des Datenbandes /DAT 05/ ist ausgeführt, wie diese Größen – mit Ausnahme der auf Personalhandlungen zurückgehenden – bestimmt werden können. Auf die entsprechenden Angaben im Hinblick auf die Bewertung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen wird in Abschnitt 3.4 und in Anhang E eingegangen.

## 4.5 LITERATUR

/DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-SCHR-38/05, Salzgitter, Oktober 2005.

## 5 PSA DER STUFE 2 AUSGEHEND VOM LEISTUNGSBETRIEB (MB)

### 5.1 VORBEMERKUNG

Das folgende Kapitel beschreibt die wesentlichen Schritte, Anforderungen und möglichen Methoden einer PSA der Stufe 2 für Leichtwasserreaktoren ausgehend vom Leistungsbetrieb. Die Darstellung ist in folgende Bereiche gegliedert:

- Übergang von Stufe 1 zu Stufe 2,
- Ermittlung von Unfallabläufen und Anlagenschadenzuständen,
- Quelltermmittlung,
- Übertragbarkeit bereits vorliegender Teilanalysen und PSA-Resultate sowie
- Dokumentation und Ergebnisdarstellung.

Insbesondere ist eine Zusammenstellung von Angaben zur Quelltermmittlung und Definition von Freisetzungskategorien enthalten, die den gegenwärtigen Kenntnisstand auf diesen Gebieten widerspiegelt sowie die Anforderungen an die Behandlung von Unsicherheiten der Ergebnisse und deren Ursachen im Rahmen einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse beschreibt.

Die grundlegenden Anforderungen und Aspekte zu Analysezielen, -voraussetzungen und Qualitätssicherung sowie probabilistischen Methoden (Ereignis- und Fehlerbaumanalyse) sind in den vorangegangenen Kapiteln 1, 2, 3 und 4 abgehandelt.

Grundlage des vorliegenden Kapitels sind im Wesentlichen die von der IAEA herausgegebenen Empfehlungen in /IAEA 10/ zur praktischen Durchführung von PSA der Stufe 2.

Im Kapitel 7 des Datenbandes /DAT 05/ sind Bandbreiten bedingter Wahrscheinlichkeiten für ausgewählte unfallablaufbestimmende Phänomene, für die besonders große Kenntnisunsicherheiten bestehen, sowie entsprechende Anwendungsempfehlungen bei der Quantifizierung des Unfallablaufbaums (UAB) angegeben.

Im vorliegenden Kapitel sowie im zuvor angesprochenen Kapitel 7 des Datenbandes wird eine Reihe von Hinweisen zum Leistungsumfang und zur Anwendbarkeit von Computerprogrammen gegeben, die lediglich als praktische Hinweise und in keinem Fall als Bewertungen zu verstehen sind. Diese Hinweise ersetzen nicht den Nachweis der Eignung eines Programms im Rahmen der PSA für die jeweils zu lösende Aufgabe (Anforderungen an Rechenprogramme s. Anhang C2).

### 5.2 ÜBERGANG STUFE 1 ZU STUFE 2

Das Ende der PSA der Stufe 1 und der Beginn der PSA der Stufe 2 müssen mit demselben Anlagenzustand charakterisiert werden. Die PSA der Stufe 2 schließt an diejenigen Sequenzen der Stufe 1 an, für die ein Kernschaden ermittelt wurde. Ein Kernschadenzustand ist definiert als der Zustand, bei dem das Kernmaterial (meist das Steuerstabmaterial) erstmals flüssig wird.

Im Allgemeinen ergibt sich in der PSA der Stufe 1 eine große Anzahl von Sequenzen mit der Konsequenz „Kernschaden“. Durch die Zusammenfassung der Sequenzen in Gruppen von Kernschäden mit vergleichbaren Abläufen und Zuständen wird es möglich, die Analyse der sich anschließenden Unfallablaufbäume (UAB, s. Abschnitt 5.3) auf eine überschaubare Zahl von Fällen zu fokussieren, indem für jede „Gruppe von Kernschadenzuständen“ – im Weiteren nur noch als „Kernschadenzustände“ (KSZ) bezeichnet – jeweils ein UAB entwickelt wird.

An die Definition der Kernschadenzustände besteht die grundlegende Anforderung, dass sie alle Anfangs- und Randbedingungen beinhalten müssen, die für die Bestimmung der im anschließenden UAB zu ermittelnden Verzweigungswahrscheinlichkeiten erforderlich sind. Die konkrete Ausgestaltung dieser Anforderung hängt wiederum von der jeweiligen Vorgehensweise beim Aufbau der Analyse ab.

Diesbezüglich sind zwei Vorgehensweisen möglich, die sich hinsichtlich des Übergangs von Stufe 1 und damit hinsichtlich der Verwendung von KSZ unterscheiden:

**Integriertes Verfahren:** Für die Analyse des Ereignisbaumes der Stufe 1 und des UAB der Stufe 2 bis hin zur Bestimmung der Freisetzungskategorien wird ein gemeinsames Zuverlässigkeits-Rechenprogramm verwendet. Damit ist es möglich, bei der Analyse des UAB auf Informationen der Stufe 1, etwa Fehlerbäume zur Systemverfügbarkeit, zurückzugreifen.

**Zweistufiges Verfahren:** Für die Analyse des UAB und damit letztlich für die Bestimmung der Freisetzungskategorien wird ein anderes Rechenprogramm verwendet, als für die Ereignisbaumanalyse der Stufe 1. Damit wird es möglich, ein ausschließlich für die Analyse des UAB entwickeltes Programm mit entsprechenden Eigenschaften zu verwenden. Die relevanten Informationen aus der Stufe 1 müssen über eine Schnittstelle zur Verfügung gestellt werden.

Die Unterschiede zwischen dem integrierten und dem zweistufigen Verfahren haben Auswirkungen auf die Darstellung der KSZ. Während es beim zweistufigen Verfahren unumgänglich ist, die Eigenschaften der KSZ ausdrücklich zu benennen und von Stufe 1 auf Stufe 2 zu übertragen, ist beim integrierten Verfahren eine derartig vollständige Darstellung nicht erforderlich. Vielmehr können die für die Stufe 2 erforderlichen Informationen zum Teil in programminternen Datensätzen transportiert werden, ohne dass diese explizit ausgewiesen werden. In diesem Fall fassen die dokumentierten KSZ mehrere der erforderlichen und programmintern verwendeten KSZ zusammen. Beispielsweise können unterschiedliche Leckgrößen von Belang für einzelne Verzweigungswahrscheinlichkeiten sein. Im integrierten Verfahren ist es praktisch bei jeder Verzweigung des UAB möglich, diese Information in die Ermittlung der Verzweigungswahrscheinlichkeit einzubeziehen, wenn sie im Programmteil für die Stufe 1 verfügbar ist. Bei dem zweistufigen Verfahren muss die Information jedoch bei Erfordernis bereits in der Definition der Kernschadenzustände enthalten sein.

Die für den UAB benötigten Merkmale, die aus der Stufe 1 ermittelt werden können, sind in Tabelle 5-1 für den DWR und Tabelle 5-2 für den SWR dargestellt. Diese können über die KSZ an die Stufe 2 der PSA übertragen werden. Anderenfalls müssen sie in der Stufe 2 ermittelt werden.

Setzt die Stufe 2 auf eine bereits bestehende Stufe 1 PSA auf, so ist zunächst die Vollständigkeit der Stufe 1 hinsichtlich der Anforderungen der Stufe 2 zu überprüfen, gegebenenfalls ist entweder die Stufe 1 zu erweitern oder es sind im UAB der Stufe 2 zusätzliche Verzweigungen vorzusehen. Beispielsweise ist es für eine reine PSA der Stufe 1 nicht erforderlich, Funktionen des Sicherheitsbehälters abzubilden, falls diese nicht zur Vermeidung von Kernschmelzen erforderlich sind (vgl. auch Abschnitt 5.3.3.1), während die PSA der Stufe 2 diese Information benötigt.

Kernschadenzustände mit geringer Häufigkeit brauchen in der Analyse dann nicht weiter explizit betrachtet werden, wenn die zugehörigen Sequenzen sinnvoll auf andere Kernschadenzustände mit etwa gleichen Verzweigungswahrscheinlichkeiten verteilt werden können.

Kernschadenzustände können im Rahmen der Stufe 2 vernachlässigt werden, wenn der Punktwert der Summe der Häufigkeiten der vernachlässigten Kernschadenzustände weniger als 1 % des Punktwertes der Summen-Häufigkeit der verbleibenden Kernschadenzustände mit den entsprechenden Merkmalen beträgt. Diese in der Analysepraxis bewährte Vereinfachung betrifft allein den Übergang von der Stufe 1 zur Stufe 2 und berührt die in /MET 05/, Abschnitt 3.1.2, formulierten übergeordneten Kriterien für den Verzicht auf die vertiefte Analyse von Ereignisabläufen nicht.

Weitere Informationen zur Einteilung der Kernschadenzustände können der Literatur (z. B. /IAEA 10/, /NEA 97/) entnommen werden.

**Tabelle 5-1: Für die Ereignisbaumanalyse der Stufe 2 der PSA relevante Merkmale, die in der Stufe 1 ermittelt werden können (DWR) und Erläuterung der Merkmale (kursiv)**

Merkmal (DWR)	Erforderlich zur Ermittlung von:
1. Ereignisablauf – Kühlmittelverlust als einleitendes Ereignis (eventuell unterschiedliche Leckgrößen) – Transienten – SHB-Bypass durch Dampferzeuger – SHB-Bypass zum Ringraum – Zustand der Energieversorgung	Anfangs- und Randbedingungen für Unfallablauf
<p><i>Ein Kühlmittelverlust kann auf Grund eines auslösenden Ereignisses, z. B. bei Leck einer Hauptkühlmittelleitung oder Leck am Druckhalter oder im Verlauf einer Transiente durch Öffnen von Druckhalterventilen oder auf Grund eines Folgeversagens der druckführenden Umschließung des Primärkreises, eintreten. Dies ist dann im UAB zu behandeln.</i></p> <p><i>Der SHB-Bypass durch Dampferzeuger ist bei allen Dampferzeuger-Heizrohrlecks gegeben, bei denen die Isolierung des defekten Dampferzeugers versagt. Der SHB-Bypass zum Ringraum liegt bei Lecks in einer primärkühlmittelführenden Leitung außerhalb des SHBs vor.</i></p>	

Merkmal (DWR)	Erforderlich zur Ermittlung von:
<p>2. Primärseitige Druckentlastung <u>vor</u> dem Kernschadenszustand</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Druckentlastung hat stattgefunden</li> <li>- Druckentlastung verfügbar, hat nicht stattgefunden</li> <li>- Druckentlastung nicht verfügbar</li> </ul>	<p>Druck im RDB</p> <p>Bewertung von Operatormaßnahmen zur späteren Druckentlastung</p>
<p><i>Wenn die primärseitige Druckentlastung zur Verhinderung eines Kernschadenszustandes (präventive Notfall-Systemfunktion) stattgefunden hat, liegt der Druck im RDB bei Eintritt des Kernschadens unterhalb des Einspeisedrucks der Niederdruckpumpen. Wird die primärseitige Druckentlastung zur Verhinderung eines Kernschadenszustandes angefordert und nicht rechtzeitig wirksam und tritt somit ein Kernschadenszustand ein, dann kann sie als mitigative Notfall-Systemfunktion eingesetzt werden. Die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der Handmaßnahmen zur Durchführung der mitigativen Notfall-Systemfunktion wird im Rahmen der Analysen zur Stufe 2 ermittelt. Die Informationen zur systemtechnischen Verfügbarkeit der mitigativen Notfall-Systemfunktion sind in der Stufe 1 zu ermitteln.</i></p>	
<p>3. Verfügbarkeit der Einspeisesysteme in den RDB (einschließlich Hilfssysteme)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- HD-Einspeisung verfügbar</li> <li>- HD-Einspeisung nicht verfügbar, ND-Einspeisung verfügbar</li> <li>- weder HD- noch ND-Einspeisung verfügbar</li> </ul>	<p>Wiederverfügbarkeiten von Systemen,</p> <p>Bespeisung und Rückhaltung im RDB, Wasserüberdeckung bei Betonerosion</p>
<p><i>Es sind diejenigen Einspeisesysteme zu berücksichtigen, die zur Verhinderung eines Kernschadens angefordert werden, aber nicht wirksam einspeisen können (z. B. auf Grund eines zu hohen Drucks im RDB). Diese Systeme werden für die Analysen der Stufe 2 als mitigative Notfall-Systemfunktionen betrachtet, die nach Eintritt des Kernschadenszustandes wirksam werden können (entsprechend den Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bzw. präventiven Notfall-Systemfunktionen zur Verhinderung des Kernschadenszustandes).</i></p>	
<p>4. Druck im RDB (3 Druckbereiche)</p>	<p>Wirksamkeit der Systeme zur Kühlmitelespeisung, Erfordernis von Druckentlastungsmaßnahmen (Ergibt sich im Allgemeinen aus 1. und 2. und ist eine zum Teil redundante Information)</p>
<p><i>Entsprechend den Förderhöhen der Pumpen in den Einspeisesystemen (Niederdruck- / Hochdruckpumpen bzw. Einspeiseturbine) sind folgende Druckbereiche zu unterscheiden:</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- <i>Niederdruck: die Niederdruckpumpen können wirksam einspeisen,</i></li> <li>- <i>Mitteldruck: die Niederdruckpumpen können nicht, die Hochdruckpumpen können wirksam einspeisen,</i></li> <li>- <i>Hochdruck: Weder die Niederdruck- noch die Hochdruckpumpen können ausreichend wirksam einspeisen.</i></li> </ul>	
<p>5. Masse des bis zum Eintritt des Kernschadenszustands in den SHB aus dem RKL ausgetragenen Wassers aus</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Flutbehälter</li> <li>- Druckspeicher</li> </ul>	<p>Wasserüberdeckung bei Betonerosion, verbleibende RDB-Bespeisungsmöglichkeit</p>
<p><i>Es ist die Anzahl der Flutbehälter maßgebend, aus denen durch die Hochdruck- und/oder Niederdruckpumpen in den RDB eingespeist wurde. Zusätzlich sind das Inventar aus den Druckspeichern und ein Anteil aus dem Reaktorkreislauf zu berücksichtigen. Aus dieser Information kann abgeleitet werden, welche Wassermenge sich im Sumpf des SHBs befindet. Ferner ergibt sich, ob und gegebenenfalls wie viel Wasser noch für mitigative Notfallmaßnahmen zur Verfügung steht.</i></p>	
<p>6. Verfügbarkeit der sekundärseitigen Wärmeabfuhr gemäß Mindestanforderungen (einschließlich Hilfssysteme)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- verfügbar</li> <li>- nicht verfügbar</li> </ul>	<p>Beeinflussung des Kernschmelzablaufs, Spaltproduktverhalten bei Dampferzeuger-Heizrohrbruch</p>

Merkmal (DWR)	Erforderlich zur Ermittlung von:
<p><i>Es sind die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bzw. Notfall-Systemfunktionen zugrunde zu legen. Die sekundärseitige Wärmeabfuhr hat vor allem bei Kühlmittelverlust-Störfällen mit kleinem Leck am Primärsystem erheblichen Einfluss auf den Zustand im SHB. Bei verfügbarer sekundärseitiger Wärmeabfuhr sind der Energieeintrag und somit auch der Druck im SHB erheblich geringer als bei ausgefallener sekundärseitiger Wärmeabfuhr.</i></p>	
<p>7. SHB-Gebäudeabschluss</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- auslegungsgemäß geschlossen</li> <li>- offen</li> </ul>	<p>Unmittelbare Freisetzung aus dem SHB</p>
<p><i>Es handelt sich um den Gebäudeabschluss der Lüftungstechnischen Anlagen. Bei nicht auslegungsgemäß dichtem Abschluss ist mit frühzeitigen und hohen Radionuklidfreisetzungen aus dem SHB zu rechnen.</i></p>	
<p>8. Zeitdauer zwischen Eintritt auslösendes Ereignis und Kernschadenzustand</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- &lt; 2 h</li> <li>- 2 h – 10 h</li> <li>- &gt; 10 h</li> </ul>	<p>Nachwärmeleistung Bewertung von Operatormaßnahmen</p>
<p><i>Es ist die Zeitdauer vom Eintritt des auslösenden Ereignisses bis zum Kernschadenzustand zu ermitteln. Diese Information ist u. a. erforderlich, um die Höhe der Nachwärmeleistung abzuschätzen.</i></p>	
<p>9. SHB-Leckrückförderung oder Leckkontrolle</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- auslegungsgemäß in Funktion</li> <li>- ausgefallen</li> </ul>	<p>Freisetzung an SHB-Durchdringungen</p>
<p><i>An Durchführungen des SHBs werden etwaige Leckagen abgesaugt und kontrolliert - entweder in den SHB oder die Abluft abgegeben. Falls diese Systeme nicht wie vorgesehen funktionieren – etwa bei Ausfall ihrer Energieversorgung – können sich unkontrollierte Radionuklidfreisetzungen ergeben.</i></p>	
<p>10. Umluftbetrieb im Betriebsraum</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- in Betrieb</li> <li>- nicht in Betrieb</li> </ul>	<p>Wasserstoffverteilung, Dampfinertisierung, Kühlung der SHB-Atmosphäre</p>
<p><i>In der Regel ist es vorgesehen, die Umluft innerhalb des SHBs bei Unfällen abzuschalten. Ein Weiterbetrieb könnte jedoch sinnvoll sein, z. B. im Hinblick auf eine bessere Durchmischung des Wasserstoffes im SHB.</i></p>	
<p>11. Umluftbetrieb im Anlagenraum</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- in Betrieb</li> <li>- nicht in Betrieb</li> </ul>	<p>Wasserstoffverteilung, Dampfinertisierung</p>
<p><i>Es gilt dieselbe Argumentation wie für den Umluftbetrieb im Betriebsraum.</i></p>	
<p>12. Betriebliche Ringraum-Lüftung</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- in Betrieb oder offen</li> <li>- abgeschlossen</li> </ul>	<p>Abgabe der Leckagen aus dem Ringraum, Wärmeabfuhr über die SHB-Stahlschale</p>
<p><i>In der Regel ist es bei einem Unfall vorgesehen, die betriebliche Ringraum-Lüftung abzuschalten und ihre Absperrklappen zu schließen. Falls sie weiterbetrieben oder nicht abgesperrt wird, ist dieser Pfad für die Radionuklidfreisetzung offen.</i></p>	
<p>13. Ringraum-Störfallabsaugung</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- in Betrieb oder offen und gefiltert</li> <li>- abgeschlossen</li> </ul>	<p>Gefilterte Abgabe der Leckagen aus dem Ringraum</p>
<p><i>Die gefilterte Ringraum-Störfallabsaugung geht bei Unfällen in Betrieb und führt die Ringraum-Atmosphäre gefiltert und kontrolliert ab. Ein etwaiger Ausfall dieser Funktion – z. B. weil ein Absperrorgan dieses Systems nicht öffnet – wird mit diesem Merkmal beschrieben. Ein mögliches Versagen des Filters ist in der Unfallphase bis zum Kernschadenzustand in der Stufe 1 nur dann zu prüfen, wenn im Ringraum unfallbedingte Belastungen (z. B. bei Brand oder Leckagen) bestehen.</i></p>	

**Tabelle 5-2: Für die Ereignisbaumanalyse der Stufe 2 der PSA benötigte Merkmale zur Charakterisierung der Kernschadenszustände (SWR) und Erläuterung der Merkmale (kursiv)**

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenszustände (SWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:
1. Reaktorabschaltung (Stäbe + Vergiftung) <ul style="list-style-type: none"> <li>- Reaktivitätskoeff. (kalt) &lt; 1</li> <li>- Reaktivitätskoeff. (kalt) &gt; 1</li> </ul>	Feststellung, ob Rekritikalität eintreten kann
<i>Wenn der Reaktor nicht abgeschaltet ist, kann es bei Wiederflutung zu einer Rekritikalität kommen.</i>	
2. Ereignisablauf <ul style="list-style-type: none"> <li>- Integrität des Reaktorkühlkreislaufs innerhalb des SHB                             <ul style="list-style-type: none"> <li>- intakt</li> <li>- Leck oberhalb des Kerns</li> <li>- Leck unterhalb des Kerns</li> </ul> </li> <li>- Zustand der Energieversorgung</li> </ul>	Belastung des SHB, Druck im RDB
<i>Wenn ein KMV aus dem Reaktorkühlkreislauf zur Druckkammer besteht, sind damit das einleitende Ereignis und Randbedingungen für den weiteren Freisetzungspfad aus dem Reaktorkühlkreislauf festgelegt. Daraus ergeben sich u. a. die Belastungen des SHB und das Rückhaltepotenzial des SHB für Radionuklide.</i>	
3. Integrität des Reaktorkühlkreislaufs außerhalb des SHB (einschl. Einspeiseturbine) <ul style="list-style-type: none"> <li>- Durchdringungsabschluss intakt</li> <li>- Durchdringungsabschluss nicht intakt, kein KMV</li> <li>- Durchdringungsabschluss nicht intakt, KMV</li> </ul>	Bypass des SHB, Druck im RDB, Freisetzung aus dem SHB  Leck außerhalb SHB und kein Durchdringungsabschluss
<i>Wenn ein nicht abgesperrtes Leck aus dem Reaktorkühlkreislauf nach außerhalb des SHB besteht, sind damit das einleitende Ereignis und Randbedingungen für den weiteren Freisetzungspfad aus dem Reaktorkühlkreislauf unter Umgehung des SHB festgelegt. Dann ergeben sich wahrscheinlich sehr hohe Radionuklidfreisetzungen in das Reaktorgebäude und in die Umgebung.</i>	
4. Funktion der S/E-Ventile und der diversitären Druckbegrenzungsventile <ul style="list-style-type: none"> <li>- Ventile offen (Gruppen von Öffnungsflächen)</li> <li>- Ventile in Druckbegrenzungs(DB)-Funktion</li> <li>- Versagen der DB-Funktion</li> </ul>	Druck im RDB, mitigative Notfallmaßnahmen
<i>Wenn die Ventile zur Verhinderung eines Kernschadenszustandes geöffnet wurden (präventive Notfall-Systemfunktion), liegt der Druck im RDB bei Eintritt des Kernschadens unterhalb des Einspeisedrucks der Niederdruckpumpen. Wenn die Ventile in Druckbegrenzungsfunktion wirken, ergibt sich der RDB-Druck aus der gegebenenfalls bestehenden Leckgröße am Reaktorkühlkreislauf. Bei hohem Druck kann in diesem Fall eine Druckentlastung als mitigative Notfall-Systemfunktion eingesetzt werden. Wenn die Druckbegrenzungsfunktion der Ventile versagt, ist mit einem stetig steigenden RDB-Druck zu rechnen. Die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der Handmaßnahmen zur Durchführung der mitigativen Notfall-Systemfunktion wird im Rahmen der Analysen zur Stufe 2 ermittelt. Die Informationen zur systemtechnischen Verfügbarkeit der mitigativen Notfall-Systemfunktion sind im hier vorliegenden Merkmal zur Funktion der S/E-Ventile enthalten und in der PSA der Stufe 1 zu ermitteln.</i>	
5. Druck im RDB (3 Druckbereiche) <ul style="list-style-type: none"> <li>- Druck &lt; Förderdruck ND-Einspeisesysteme</li> <li>- Druck zwischen Förderdruck ND- und HD-Einspeisesysteme</li> <li>- Druck &gt; Förderdruck HD-Einspeisesysteme</li> </ul>	Bespeisungsmöglichkeit des RDB, Schäden beim RDB-Versagen

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenzustände (SWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:
<p><i>Mit diesem Merkmal wird aus den vorausgehenden Informationen zur Leckage aus dem Reaktorkühlkreislauf und zum Zustand der S/E-Ventile der RDB-Druck abgeleitet. Der RDB-Druck ist ein wesentlicher Faktor für den weiteren Unfallablauf, z. B. für die Möglichkeit einer Bespeisung und für Schäden beim RDB-Versagen.</i></p>	
<p>6. Verfügbarkeit der HD-Einspeisesysteme (einschließlich Hilfssysteme)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- verfügbar (d. h. zeitlich unbegrenzt funktionsfähig)</li> <li>- systemtechnisch ausgefallen, kein KMV</li> <li>- nicht absperbares Leck außerhalb SHB</li> </ul>	<p>Wiederverfügbarwerden von Systemen, Bespeisung und Rückhaltung im RDB, Wasserüberdeckung der Kernmaterialien nach RDB-Versagen</p>
<p><i>Diese Systeme werden für die Analysen der Stufe 2 als mitigative Notfall-Systemfunktionen betrachtet, die nach Eintritt des Kernschadenzustandes und z. B. nach Wiederherstellung der elektrischen Stromversorgung wirksam werden können (entsprechend den Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bzw. präventiven Notfall-Systemfunktionen zur Verhinderung des Kernschadenzustandes).</i></p>	
<p>7. Verfügbarkeit der ND-Einspeisesysteme (einschließlich Hilfssysteme)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- verfügbar (zeitlich unbegrenzt funktionsfähig)</li> <li>- Ansaugen aus Kondensationskammer (KK) verfügbar, Ansaugen aus Druckkammer (DK) ausgefallen</li> <li>- systemtechnisch ausgefallen, kein KMV</li> <li>- nicht absperbares Leck außerhalb SHB</li> </ul>	<p>Wiederverfügbarwerden von Systemen, Bespeisung und Rückhaltung im RDB, Wasserüberdeckung der Kernmaterialien nach RDB-Versagen</p>
<p><i>Diese Systeme werden für die Analysen der Stufe 2 als mitigative Notfall-Systemfunktionen betrachtet, die nach Eintritt des Kernschadenzustandes und z. B. nach einer Druckentlastung wirksam werden können (entsprechend den Mindestanforderungen an die Systemfunktionen bzw. präventiven Notfall-Systemfunktionen zur Verhinderung des Kernschadenzustandes).</i></p>	
<p>8. Verfügbarkeit des SHB-Druckabbausystem</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- intakt,</li> <li>- Leck im Wasserbereich der KK,</li> <li>- Leck von DK zum KK-Gasraum,</li> <li>- Leck vom Abblaserohr zum KK-Gasraum.</li> </ul>	<p>Zustand im SHB, Freisetzung aus dem SHB</p>
<p><i>Wenn das SHB-Druckabbausystem intakt ist, wird der SHB-Druck wirksam begrenzt. In Abhängigkeit von einer eventuellen Lecklage am Druckabbausystem und vom Zustand des Reaktorkühlkreislaufes kann ein hoher, den SHB gefährdender Druck entstehen. Ferner ist dann die Rückhaltefunktion der Kondensationskammer für Radionuklide beeinträchtigt.</i></p>	
<p>9. Wassertemperatur der KK</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Temp. KK &lt; Versagenstemp. HD-Einspeisesysteme</li> <li>- Versagenstemp. HD-Einspeisesysteme Temp. &lt; Temp. KK &lt; Versagenstemp. ND-Einspeisesysteme</li> <li>- Temp. KK &gt; Versagenstemp. ND-Einspeisesysteme</li> </ul>	<p>Zustand im SHB, Funktion der Einspeisesysteme</p>
<p><i>Wenn die Wassertemperatur der Kondensationskammer erhöht ist, hat dies sowohl Einfluss auf die Wirkung des Druckabbausystems als auch auf ein potenzielles Versagen von ansonsten funktionsfähigen Bespeisungssystemen, z. B. durch Kavitation.</i></p>	
<p>10. Gefilterte SHB-Druckentlastung</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- in Betrieb</li> <li>- verfügbar, bis Eintreten KSZ nicht erforderlich</li> </ul>	<p>Verhinderung des SHB-Versagens durch Überdruck, Freisetzung aus dem SHB</p>

Kriterien für die Charakterisierung der Kernschadenszustände (SWR)	Kriterien sind erforderlich zur Ermittlung von:
– nicht verfügbar	
<p><i>Die Schnittstelle zur Stufe 2 der PSA enthält die von PSA der Stufe 1 zu ermittelnde Information, ob die mitigative Notfall-Systemfunktion der gefilterten SHB-Druckentlastung systemtechnisch verfügbar ist oder nicht. Die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der zur Durchführung erforderlichen Handmaßnahmen wird im Rahmen der Stufe 2 der PSA ermittelt.</i></p>	
<p>11. Freisetzungspfad von Leckagen aus dem SHB</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– gefiltert in die Umgebung über Systeme, die für die Kontrolle von Leckagen vorgesehen sind.</li> <li>– ungefiltert zum Reaktorgebäude</li> </ul>	<p>Radionuklidfreisetzung aus dem SHB, Freisetzungspfad in die Umgebung</p>
<p><i>Wenn die für SHB-Leckagen vorhandenen Kontrollsysteme ausgefallen sind, kann es im Kernschmelzfall auch bei relativ geringen Leckagen zu einer erheblichen Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung kommen.</i></p>	
<p>12. Abluft aus dem Reaktorgebäude und dem Maschinenhaus</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>– gefiltert über dafür vorgesehene Systeme</li> <li>– ungefiltert über Kamin oder Gebäudeöffnungen</li> </ul>	<p>Radionuklidfreisetzung aus dem RB</p>
<p><i>Wenn die für die Kontrolle der Abluft vorhandenen Systeme ausgefallen sind, oder wenn Gebäudeöffnungen entstanden sind, kann dies vor allem bei SHB-Bypassfällen oder nach dem Versagen des SHB erheblich zur Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung beitragen.</i></p>	

### 5.3 ERMITTLUNG DER UNFALLABLÄUFE UND ANLAGENSCHADENZUSTÄNDE

Die Unfallablaufanalyse behandelt die Ereignisse ab Beginn der Kernzerstörung (KSZ). Es werden unterschiedliche Unfallabläufe verfolgt und die Häufigkeiten der Anlagenendzustände mit den zugehörigen Unsicherheiten ermittelt. Unfallablaufanalysen sind generell bis zu einem Zeitpunkt im jeweiligen Ereignisablauf durchzuführen, bei dem die Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung im Wesentlichen abgeschlossen ist. Der Zustand der Anlage zu diesem Zeitpunkt wird als Anlagenschadenzustand bezeichnet.

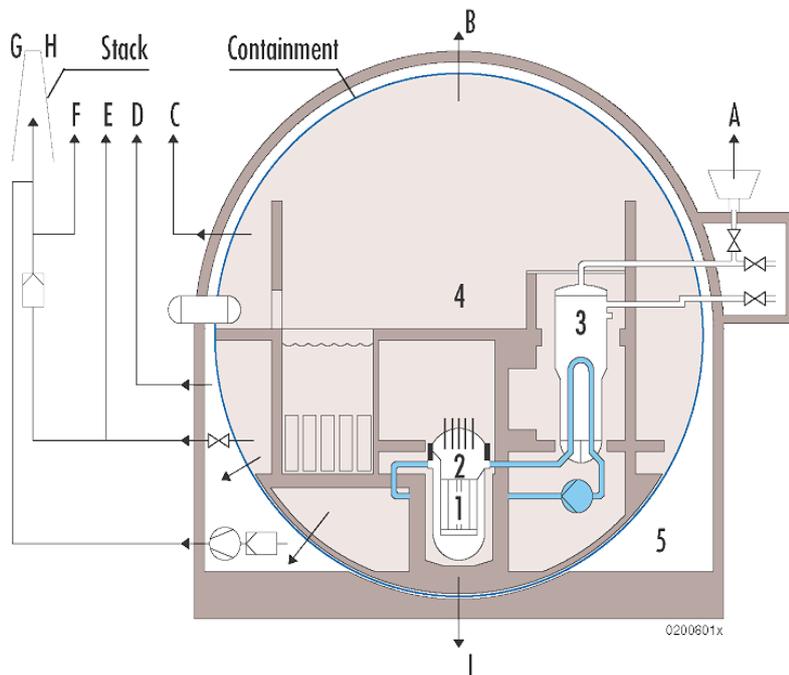
Die Unfallablaufanalyse besteht aus einer deterministischen und einer probabilistischen Komponente. Die deterministischen Analysen beruhen im Wesentlichen auf integralen Unfallablaufanalysen mit Simulationsprogrammen, die eine Vielzahl der ablaufentscheidenden Phänomene behandeln. „Integral“ bedeutet, in diesem Zusammenhang, dass Rechenprogramme verwendet werden, mit denen gleichzeitig thermohydraulische und quelltermelevante Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf, im SHB und in den umgebenden Räumen behandelt werden können. Diese Analysen können bei Bedarf durch Einzelanalysen (Auswertung von Experimenten, Rechnungen für Detailfragen, Schätzungen) ergänzt werden. Die aus diesen Analysen gewonnenen Kenntnisse werden für die Bestimmung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten in den Ereignisbäumen zur Unfallanalyse (UAB) verwendet.

#### 5.3.1 Ermittlung und Festlegung der Freisetzungspfade

Die Ermittlung und Festlegung von Freisetzungspfaden für Radionuklide aus einer Anlage in die Umgebung sind sehr wichtige Punkte innerhalb einer PSA der Stufe 2 und müssen im Ergebnis anlagenspezifisch erfolgen; Aspekte der Übertragbarkeit werden im Abschnitt 5.5 diskutiert. Die Ermittlung der Pfade ist insbesondere für die Bestimmung der Freisetzungskategorien von Bedeutung.

Ausgehend von potenziellen Freisetzungsorten von Radionukliden in einer Anlage (Reaktor, Reaktorgrube, Steuerstabantriebsraum etc.) sind diejenigen Pfade zu ermitteln, auf denen direkt oder indirekt Radionuklide in die Umgebung gelangen können. Es sind Pfade zu berücksichtigen mit offenen Verbindungen zwischen Räumen und solche die entstehen, wenn z. B. Berstfolien, Türen oder Tore, die in Strömungsrichtung (bzw. zur Umgebung) öffnen, versagen. Außerdem sind alle Lüftungssysteme sowie die Systeme der gefilterten Druckentlastung des SHB potenzielle Freisetzungspfade. Ein Beispiel ermittelter Freisetzungspfade für den DWR zeigt Abbildung 5-1 /GRS 01/.

Für die durchzuführenden integralen Unfallanalysen bzw. Quelltermanalysen ist sicher zu stellen, dass die ermittelten Freisetzungspfade in den verwendeten Nodalierungen für die Rechenprogramme sachgerecht abgebildet werden. Außerdem sind realistische Werte für das Versagen von relevanten Berstfolien, Türen oder Toren in Freisetzungspfaden zu ermitteln. Weiterhin werden systemspezifische Angaben zur Rückhaltung von Aerosolen in Filtern der Systeme der SHB-Druckentlastung benötigt.



- |    |                              |    |  |
|----|------------------------------|----|--|
| A: | sekundärseitige Ventile      | F: | SHB-Venting (Leitungsleck nach Filter) |
| B: | SHB-Reaktorkuppel            | G: | SHB-Venting (Kamin)                    |
| C: | SHB-Lüftung                  | H: | Ringraumabsaugung                      |
| D: | Ringraum-Lüftung, Zuluft     | I: | Gründung                               |
| E: | SHB-Venting (Filterumgehung) |    |  |
| 1: | Reaktorkern                  | 2: | RDB                                    |
| 3: | DE Sekundär-Seite            | 4: | Anlagen- und Betriebsräume             |
| 5: | Ringraum                     |    |  |

Abbildung 5-1: Freisetzungspfade (A - I) in die Umgebung am Beispiel eines DWR /GRS 01/

### 5.3.2 Erstellung des Unfallablaufbaums

Unfallablaufbäume sind Ereignisbäume. Sie werden benutzt, um den Ablauf von Unfällen und von SHB-Versagensarten zu beschreiben, die zur Freisetzung von Spaltprodukten nach außerhalb des Sicherheitseinschlusses führen können. Nachfolgend wird zunächst angegeben, welche Ereignisse bei den Analysen zu berücksichtigen sind. Die Art und Weise und die Tiefe der Bearbeitung einzelner Ereignisse kann je nach Anlagentyp und Ereignisspektrum aus der PSA der Stufe 1 unterschiedlich sein. Im Einzelfall ist für eine konkrete Anlage stets zu prüfen, ob auf Grund spezieller Anlageneigenschaften zusätzliche Vorgänge zu berücksichtigen sind oder ob einige der hier angegebenen Vorgänge nicht relevant sind.

#### 5.3.2.1 Struktur und Verzweigungen des Unfallablaufbaums

Der UAB muss alle wichtigen Themen berücksichtigen, die für den Ablauf von Unfällen, für das Verhalten des SHB, für sein Versagen und für die Quellterme von Bedeutung sind. Die UAB-Struktur muss logisch und prüfbar sein und die Spezifika der zu untersuchenden Anlage soweit wie nötig berücksichtigen. Es ist nützlich, den UAB in Zeitphasen zu unterteilen, die aus den hauptsächlichen Ereignissen des Unfallablaufes abgeleitet werden, z. B.:

- Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf vor dem RDB-Versagen,
- Vorgänge im SHB vor dem RDB-Versagen,
- Vorgänge im SHB beim RDB-Bodenversagen durch Kernschmelzeinfluss,
- Vorgänge im SHB nach dem RDB-Versagen.

Ferner sind im UAB besondere Verzweigungen vorzusehen für:

- Vorgänge außerhalb des SHB,
- Vorgänge bei SHB-Bypass.

In diesen Zeitphasen des UAB ist im Einzelnen Folgendes zu berücksichtigen:

- Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf vor dem RDB-Versagen:
  - Druckentlastung und Bespeisung. Diese präventive Notfallmaßnahme soll eigentlich einen Kernschadenzustand verhindern. Sie wird daher in der Stufe 1 der PSA berücksichtigt. Jedoch muss in der Stufe 2 der PSA eine verspätete Durchführung in Betracht gezogen werden, die zwar den Beginn des Kernschmelzens nicht verhindern, aber den Unfallablauf beeinflussen kann (z. B. Vermeidung Hochdruckversagen des RDB, Wiederflutung des teilzerstörten Kerns),
  - Verhalten von Komponenten des Reaktorkühlkreislaufs (z. B. Hauptkühlmittelleitung, Sicherheitsventile, Dampferzeugerrohre, Dichtung der Hauptkühlmittelpumpen, Dichtung des RDB-Deckels) durch kombinierte Druck- und Temperaturbelastung, sowie mit ihrem etwaigen Versagen verbundene Auswirkungen auf den SHB,
  - Rückhaltung eines teilzerstörten Reaktorkernes im Kernbereich oder im unteren Plenum des RDB nach Wiederherstellung der Bespeisung,
  - Schmelze-Wasser-Wechselwirkung bis hin zur Dampfexplosion bei der Kernumlagerung in das untere Plenum und ihre eventuellen Folgen für den Reaktorkühlkreislauf (z. B. RDB-Deckelversagen, RDB-Bodenversagen, Leck an Komponenten des Reaktorkühlkreislaufes) und für den SHB,
  - Freisetzung aus dem Kern, Transport und Rückhaltung von Radionukliden innerhalb des Reaktorkühlkreislaufes.
- Vorgänge im SHB vor dem RDB-Versagen:
  - Spontane Wasserstoffverbrennungen unter Berücksichtigung des Zustandes der SHB-Atmosphäre (Druck, Temperatur, Verteilung von Wasserdampf, Wasserstoff und Sauerstoff) einschließlich der Einflüsse von Wasserstoff-Gegenmaßnahmen (z. B. Rekombinatoren) oder des Druckabbausystems bei SWR und der Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen im SHB, Zündquellen und Folgen etwaiger Verbrennungen für die SHB-Integrität,
  - In der jeweiligen Anlage vorgesehene Notfallmaßnahmen im SHB (z. B. Betrieb von Sprühsystemen, Flutung der Reaktorgrube, Betrieb der Umluftanlage),
  - Transport und Ablagerung von Radionukliden innerhalb des SHB.
- Vorgänge im SHB beim RDB-Bodenversagen durch Kernschmelzeinfluss:
  - RDB-Versagensart unter Berücksichtigung des Drucks im RDB und der Schmelzeverlagerungsvorgänge sowie Zeitpunkt und Leckgröße des RDB-Versagens,
  - Unmittelbare mechanische Auswirkungen des RDB-Versagens bei hohem Druck auf den SHB (z. B. Abheben des RDB, Zerstörungen in der Umgebung der Reaktorgrube),
  - Änderung der SHB-Atmosphäre (Temperatur, Druck, Brennbarkeit) durch Ausstoß von Kernschmelze, Wasser (-dampf) und Wasserstoff in die Reaktorgrube und Austrag von Schmelzepartikeln in weitere Räume und daraus abzuleitende Folgen für die Integrität des SHB und ggf. die Radionuklidfreisetzung in die Anlagenumgebung,
  - spontane Wasserstoffverbrennungen unter Berücksichtigung der SHB-Atmosphäre,
  - Schmelze-Wasser-Wechselwirkung (Dampfexplosion) unter dem RDB und ihre Folgen für die SHB-Integrität, falls beim RDB-Versagen dort mit Wasser zu rechnen ist.
- Vorgänge im SHB nach dem RDB-Versagen:
  - Verteilung der Kernschmelze in den Räumen unterhalb des RDB, Sicherheitsbehälterversagen durch direkten Kontakt mit der Schmelze, Eindringen in eventuell vorhandene Kanäle oder Drainagen unterhalb des RDB, Schmelzeausbreitung am Boden des SHB mit Berücksichtigung eventuell gefährdeter Komponenten (z. B. Stahlschale, Sumpfansaugrohre, Kabeldurchführungen),
  - Verlauf der Schmelze-Beton-Wechselwirkung und eventuelle Penetration des Fundamentes,
  - Zeitpunkt und Art des Kontaktes der Schmelze mit Wasser (Sumpfwasser oder Notfallmaßnahme),

- Druckaufbau und Atmosphärenzusammensetzung im SHB, gegebenenfalls mit Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen (Sprühsystem, Inertisierung der SHB-Atmosphäre (SWR), Rekombinatoren, Lüftungssysteme),
- gefilterte Druckentlastung des SHB,
- Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen, Zündquellen und Folgen etwaiger Verbrennungen für die Integrität des SHB,
- Entstehung von Leckagen am SHB oder Integritätsverlust des SHB bei Überschreiten seiner Grenzbelastbarkeit,
- Leckage des SHB nach der Penetration der Stahlschale,
- Transport und Ablagerung von Radionukliden innerhalb des SHB und Freisetzung aus dem SHB.
- Vorgänge außerhalb des SHB:
  - Ausbreitung von Wasserstoff aus SHB-Leckagen in benachbarte Räume (z. B. Ringraum, Reaktorgebäude) und Bildung zündfähiger Gasgemische. Hierbei ist u. a. auch der eventuelle Ausfall von Einrichtungen zur SHB-Leckagebeherrschung (z. B. Leckabsaugung an Durchdringungen) zu berücksichtigen,
  - Wenn Kernmaterial in Gebäudeteile außerhalb des SHB gelangt (z. B. durch Kabelkanäle), sind weitere Vorgänge (z. B. Schmelze-Beton-Wechselwirkung (SBWW), Ausschwemmen des Kernmaterials in Sümpfe und Drainagen) und Folgen (z. B. Druckaufbau, Wasserstoffbildung, Brandauslösung) zu betrachten,
  - Bildung und Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen, Zündquellen und Folgen etwaiger Verbrennungen in den Räumen außerhalb des SHB,
  - Vorgänge im Druckentlastungssystem des SHB einschließlich Prüfung der Brennbarkeit im und nach dem Druckentlastungssystem, gegebenenfalls einschließlich möglicher Brandfolgen und Schäden am Filter des Druckentlastungssystems,
  - Freisetzung infolge SBWW, Transport und Ablagerung von Radionukliden in Gebäudeteile außerhalb des SHB und Freisetzung in die Umgebung.
- Vorgänge bei SHB-Bypass:
  - Bei Lecks aus dem Reaktorkühlkreislauf in Räume außerhalb des SHB (z. B. in den Ringraum): Ausbreitung von Wasserstoff und Radionukliden bis in die Umgebung. Berücksichtigung eventueller Wasserstoffbrände außerhalb des SHB,
  - Bei Dampferzeuger-Heizrohrlecks (nur bei DWR): Freisetzung von Radionukliden über den Dampferzeuger in die Umgebung. Abscheidevorgänge der Radionuklide im Wasser eines sekundärseitig gefüllten Dampferzeugers. Status der Frischdampfventile und der Frischdampfabsperrearmaturen.

Bei SHB-Bypass können eventuell Vorgänge innerhalb des SHB (z. B. Druckaufbau im SHB) wegen ihrer relativ geringeren Relevanz nicht oder nur vereinfacht analysiert werden.

Die oben genannten Punkte sind im UAB nicht notwendigerweise in Form von Verzweigungen zu bearbeiten. Die Anzahl der Verzweigungen allein ist kein geeignetes Merkmal zur Beurteilung der Qualität oder der Detaillierung der Analyse, denn einerseits können Einzelfragen in Unterprogramme des Ereignisbaumes, in Fehlerbäume oder in separate Analysen verlagert werden, so dass sie nicht als Verzweigung erscheinen, und andererseits können Verzweigungen allein aus Gründen der Übersichtlichkeit eingeführt werden, ohne dass sie die Analyse vertiefen.

### 5.3.2.2 Maßnahmen zur Unfallbeherrschung

Alle vor dem Eintritt eines Kernschadenszustands wirksam werdenden Maßnahmen sind der PSA der Stufe 1 zuzuordnen, während nach dem Eintritt eines Kernschadenszustandes wirksam werdende Maßnahmen in der Stufe 2 wie folgt zu behandeln sind:

- Im Abschnitt 3.4 ist dargestellt, wie die bei den Maßnahmen erforderlichen Personalhandlungen probabilistisch zu bewerten sind. Dabei sind die Methoden in analoger Weise unter Beachtung der Bedingungen des Unfallgeschehens anzuwenden, insbesondere hinsichtlich der verfügbaren Informationen zum jeweiligen Anlagen-, System- und Komponentenzustand.
- Die Auswirkung der durch den Unfallablauf verursachten Umgebungsbedingungen auf die Zuverlässigkeit von Komponenten, die für die Maßnahmen erforderlich sind, muss betrachtet werden.

- Für Maßnahmen, die eigentlich vor dem Eintritt eines Kernschadenzustandes durchgeführt werden sollen, aber nicht erfolgreich waren, ist zu ermitteln, ob und wann sie noch nach dem Eintritt eines Kernschadenzustandes ergriffen und wirksam werden können, dabei ist auf die jeweiligen Ursachen, z. B. systemtechnische Ausfälle, oder Fehler in der Erkennung oder Durchführung einzugehen. Außerdem sollte auf mögliche Fehler, die ungünstige Auswirkungen auf den Unfallverlauf haben, eingegangen werden.

### 5.3.3 Deterministische Analysen

Deterministische Analysen sind eine wesentliche Grundlage für die PSA. Integrale Unfallablaufanalysen verfolgen den gesamten Ereignisablauf vom auslösenden Ereignis bis zur Radionuklidfreisetzung in die Umgebung. Einzelanalysen befassen sich mit speziellen Fragestellungen.

Grundsätzlich sind für die deterministischen Analysen möglichst realitätsnahe Annahmen in Bezug auf Rechenmodelle, Parameter und Randbedingungen zu treffen. Pessimistische bzw. konservative Annahmen, wie sie z. B. bei der Auslegung von Anlagen getroffen werden, sind im Rahmen einer PSA oft weder eindeutig möglich noch sinnvoll.

Mit realitätsnahen Annahmen ergeben sich diejenigen Unfallabläufe, die in der probabilistischen Analyse die Wahrscheinlichsten sind. Es ist jedoch eines der Ziele der PSA, auch unwahrscheinliche Abläufe deterministisch und probabilistisch zu behandeln. Deshalb sind ausgehend von den realitätsnahen deterministischen Analysen auch Variationen vorzunehmen, die die Unsicherheiten der Analysen berücksichtigen.

Es ist möglich, dass sich erst im Verlauf der probabilistischen Analyse herausstellt, welche Abläufe eine besondere Bedeutung haben. Dies kann dazu führen, dass deterministische Rechnungen nicht nur frühzeitig im Projekt zur Vorbereitung der Ereignisablaufanalyse, sondern im Bedarfsfall auch begleitend zur probabilistischen Analyse durchzuführen sind.

#### 5.3.3.1 Integrale Unfallablaufanalysen

Integrale Unfallablaufanalysen sind rechnerische Simulationen von Unfallabläufen ausgehend vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung. Ergebnisse der Simulationen sind eine Vielzahl von zeitlichen Verläufen von Parametern zur Beschreibung des Anlagenzustandes (z. B. innerhalb der druckführenden Umschließung, des SHB und angrenzender Räume) und der auftretenden unfallrelevanten Phänomene und Vorgänge. Die deterministischen integralen Analysen sind von erfahrenem Personal mit Rechenprogrammen durchzuführen, die eine Behandlung der Unfallabläufe entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik erlauben. Beispielsweise werden derzeit die integralen Rechenprogramme MELCOR und MAAP für diesen Zweck angewendet.

Die Rechenfälle für integrale Unfallablaufanalysen sind so festzulegen, dass sie die Bandbreite der relevanten Kernschadenzustände weitgehend abdecken. Sie können so gewählt werden, dass sie auch als Teil der für die einzelnen Freisetzungskategorien durchzuführenden Quelltermrechnungen benutzt werden können. Im Ergebnis der deterministischen Unfallablaufanalysen ist eine Konsistenzbetrachtung zu den störfalldynamischen Analysen der Stufe 1 zu empfehlen, um insbesondere bei aufgetretenen signifikanten Unterschieden in den Unfallabläufen festzustellen, ob sich Rückwirkungen auf das in Stufe 1 untersuchte Spektrum auslösender Ereignisse ergeben, die dort noch keine ergebnisbestimmenden Beiträge lieferten (z. B. Unterscheidung kalt-/heißseitiges Leck in Hauptkühlmittelleitung bei DWR).

Für einen Druckwasserreaktor können z. B. Analysen für Kernschmelzfälle ausgehend von folgenden auslösenden Ereignissen sinnvoll sein:

- kleines Leck am kalten Strang einer Hauptkühlmittelleitung,
- kleines Leck am heißen Strang einer Hauptkühlmittelleitung,
- mittleres Leck an einer Hauptkühlmittelleitung,
- Leck über ein Druckhalter-Abblaseventil,
- Dampferzeuger-Heizrohrleck,
- Transiente nach Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr,
- Transiente mit totalem Spannungsausfall.

Dabei werden unter „kleinen“ Lecks solche verstanden, bei denen der Druck im Reaktorkühlkreislauf ohne Eingriff von Sicherheitssystemen nicht erheblich abfällt.

Für einen Siedewasserreaktor können z. B. Analysen für Kernschmelzfälle ausgehend von folgenden auslösenden Ereignissen sinnvoll sein:

- Transiente mit Ausfall aller Bespeisungssysteme,
- Transiente mit Ausfall der Nachwärmeabfuhr,
- Transiente mit Ausfall der RDB-Füllstandsmessung und daraus folgenden Systemausfällen,
- nicht abgesperrtes Leck innerhalb des SHB,
- nicht abgesperrtes Leck außerhalb des SHB,
- Leck am Druckabbausystem.

Wenn bei den möglichst realitätsnahen Analysen der Rechenfälle Unsicherheiten bestehen, die zu einem erheblich abweichenden Unfall- oder Freisetzungsvorgang führen können, sind derartige Variationen gegebenenfalls durch weitere Analysen oder Abschätzungen zu bewerten, beispielsweise:

- bei Fällen mit hohem Druck im RDB jeweils mit und ohne Druckabfall durch Versagen einer Komponente des Reaktorkühlkreislaufes,
- mit und ohne Wiederherstellung der RDB-Bespeisung nach einem Kernschadenzustand,
- beim langfristigen Druckanstieg im SHB jeweils mit und ohne Funktion der gefilterten Druckentlastung,
- beim SHB-Bypass durch ein Dampferzeuger-Heizrohrleck jeweils mit und ohne Wasserüberdeckung der Leckstelle (nur bei DWR),
- bei Ausfall der Bespeisungssysteme jeweils mit und ohne Funktion von Steuerstabspülwasser und Pumpensperrwasser (nur bei SWR),
- mit und ohne Entstehung unfallbedingter Leckagen am SHB-Ladendeckel (nur bei SWR).

Einen wesentlichen Einfluss auf die Qualität der Rechenergebnisse hat die Genauigkeit der Abbildung der Anlage („Nodalisierung“) im Rechenprogramm. Die Anforderungen an die Genauigkeit der Nodalisierung hängen vom jeweiligen Untersuchungszweck ab. Relativ hohe Genauigkeiten sind beispielsweise für die Untersuchung der Zündfähigkeit und von Verbrennungen von Wasserstoff in der SHB-Atmosphäre erforderlich. Die an den SHB angrenzende Räume, die ebenfalls für Freisetzungspfade relevant sein können, sind entsprechend zu berücksichtigen.

Für das Rechenprogramm MELCOR sind beispielsweise in /SON 99/ und /GRS 01/ geeignete Nodalisierungen für den Reaktorkühlkreislauf und den SHB eines DWR angegeben.

Wenn anstelle der integralen Unfallablaufanalysen oder zusätzlich zu diesen getrennte Analysen für die Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf und im SHB durchgeführt werden, ist sicherzustellen, dass Rückwirkungen von SHB-Vorgängen auf die Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf entsprechend berücksichtigt werden. Dem Nachteil einer großen zu übertragenden Datenmenge bei getrennten Analysen steht der mögliche Vorteil einer optimalen Auswahl von Rechenprogrammen (z. B. RELAP, ATHLET für die Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf /LER 01/ und COCOSYS für SHB Vorgänge /KLE 00/) gegenüber.

### **5.3.3.2 Deterministische Einzelanalysen**

Die integralen Analysen können, falls erforderlich, verfeinert werden (z. B. durch eine feinere Nodalisierung) oder sie können durch deterministische Detailanalysen ergänzt werden. Die Einzelanalysen müssen umso fundierter sein, je bedeutender die jeweilige Frage oder das Phänomen bzw. der Vorgang für den Ereignisablauf ist. Wenn beispielsweise eine erhebliche Häufigkeit für Kernschadenzustände mit hohem RDB-Druck und dem Potenzial für ein RDB-Hochdruckversagen vorliegt, ist eine Einzelanalyse eventueller Ursachen für einen Druckabfall (z. B. aktive Druckentlastung durch das Personal oder passive Druckentlastung durch Überschreiten der Grenzbelastbarkeit einer heißen Kühlmittelleitung) erforderlich.

Empfehlungen zum Vorgehen bei der Analyse und Bewertung einzelner Phänomene und Vorgänge sind im Kapitel 7 des Datenbandes /DAT 05/ zu finden.

#### **5.3.3.2.1 Strukturanalyse des SHB**

Bei der Strukturanalyse geht es um den SHB als eine leckdichte Barriere unter Belastung durch Innendruck und/oder durch unfallbedingt erhöhte Temperaturen. Die derzeit verfügbaren integralen Rechenprogramme enthalten kein Modell zur Ermittlung seiner Grenzbelastbarkeit. Deshalb ist dies in deterministischen Einzelanalysen zu behandeln.

Die Strukturanalyse muss nicht nur die ungestörte SHB-Schale berücksichtigen, sondern auch Störstellen, z. B.:

- Schleusen,
- Rohrdurchdringungen für Kühlmittleitungen und Hilfssysteme,
- elektrische Durchdringungen,
- Lüftungsleitungen,
- bei SHB-Ausdehnung infolge Innendruck von außen einwirkende Dehnungsbehinderungen (im Falle des Stahlsicherheitsbehälters),
- Rissbildungen (im Falle des Betonsicherheitsbehälters),
- Verhalten des Liners (bei SHB mit Liner).

Diese Strukturanalysen ermitteln, welche Leckart und -größe sich als Funktion des im SHB erreichten Druckes ergibt.

Die Strukturanalyse muss auch Unsicherheiten einschließlich der Streuung der Werkstoffkenngrößen berücksichtigen. Üblicherweise ergibt sich dann als Resultat eine Wahrscheinlichkeitsverteilung für die jeweiligen Versagensdrücke.

### **5.3.3.2.2 Druck im Reaktorkühlkreislauf vor und bei dem schmelzebedingten Versagen des RDB-Bodens**

Wenn der RDB-Boden unter hohem Druck versagt, kann sich ein sehr hohes Schadensausmaß ergeben. Deshalb ist eine Ermittlung des RDB-Druckes beim RDB-Bodenversagen erforderlich.

Folgende Aspekte sind bei der Ermittlung des RDB-Druckes zu berücksichtigen:

- Druck beim Beginn der Kernzerstörung. Dies ist eines der Merkmale der Kernschadenzustände und wird in der PSA der Stufe 1 ermittelt.
- Druckerhöhung durch den Kernzerstörungsvorgang (u. a. Wasserstoffbildung) und durch Wasserdampf bei der Kernumlagerung in das wassergefüllte untere Plenum, sowie Druckabfall durch eventuell bestehende Leckagen. Dieser Druckverlauf ist aus entsprechenden integralen Unfallablaufanalysen herzuleiten.
- Ausfallwahrscheinlichkeit der Ventile und Absperrarmaturen am Reaktorkühlkreislauf unter auslegungsüberschreitenden Bedingungen. Der Druckverlauf nach einem unterstellten Versagen in Offen- oder Geschlossenstellung ist auf der Basis von integralen Analysen zu bewerten.
- Druckabfall durch eventuelles Versagen von Komponenten des Reaktorkühlkreislaufes (z. B. Hauptkühlmittelleitung oder Dampferzeugerheizrohre) durch kombinierte Druck- und Temperaturbelastung. Die Temperaturbelastung ist aus integralen Analysen zu entnehmen. Die strukturmechanischen Untersuchungen können in erster Näherung Handrechnungen sein. Sollte von dieser Frage bei einem erheblichen Anteil der Kernschmelzfälle das Hochdruckversagen des RDB abhängen, sind genauere Analysen der betroffenen Rohrleitungen erforderlich.
- Druckabfall durch vom Personal (verspätet) eingeleitete Notfallmaßnahmen. Dies setzt die bereits für die PSA der Stufe 1 durchzuführende Bewertung dieser Maßnahmen fort.

Es bestehen enge Zusammenhänge zwischen Kernschmelzvorgang, Druckverlauf im RDB sowie Temperaturverlauf und Grenztragfähigkeit der Kühlkreislaufkomponenten. Der Kernschmelzablauf erzeugt heiße Gase und bewirkt – falls kein größeres Leck am Reaktorkühlkreislauf besteht – einen Druckaufbau und eine Anforderung von Sicherheitsventilen. Die heißen Gase erhitzen die Rohrleitungen, deren Grenztragfähigkeit dadurch abnimmt.

Sobald der Kern weitgehend zerstört ist, nimmt die Gas- und Druckerzeugung vorübergehend ab, bevor sie bei der Kernumlagerung in das untere Plenum wieder zunimmt. Danach beginnt die Belastung des RDB-Bodens durch Kernmaterial, während die Belastung der Rohrleitungen wieder sinkt. Diese Vorgänge sind in den deterministischen Einzelanalysen abzubilden.

Sobald ein Druckabfall vor RDB-Versagen stattfindet, ist im UAB die Wahrscheinlichkeit zu berücksichtigen, mit welcher die Bespeisungssysteme wirksam werden können, die zuvor wegen des erhöhten Druckes nicht einspeisen konnten. Beginnen diese einzuspeisen, kann es zum Wiederfluten des teilzerstörten Reaktorkerns kommen. Hier ist zu bewerten, unter welchen Umständen eine Wiederherstellung der Kernkühlung möglich ist und/oder ob dadurch ein Versagen des RDB verhindert werden kann. Außerdem ist zu beachten, ob es durch das Wiederfluten zu möglichen weiteren Konsequenzen kommen kann (z. B. verstärkte H<sub>2</sub>-Bildung bzw. -Austrag).

### 5.3.3.2.3 Versagen des RDB-Bodens unter hohem Druck

Falls der RDB-Boden bei hohem Druck unter Schmelzeinfluss versagt, sind zwei Phänomene zu untersuchen:

- Bei relativ großem Bodenleck wirkt eine sehr hohe nach oben gerichtete Kraft auf den oberen Teil des RDB. Es muss bestimmt werden, wie groß das Bodenleck ist, ob der RDB nach oben bewegt wird, und ob sich dadurch eine mechanische Beschädigung des SHBs ergibt (s. Kapitel 7 in /DAT 05/). Bei der Bestimmung der Leckgröße am RDB-Boden sind bei SWR die zahlreichen Durchdringungen am RDB-Boden daraufhin zu prüfen, ob sie einen Schmelzedurchtritt zeitlich vor dem Versagen der RDB-Struktur ermöglichen.
- Durch den Ausstoß von Kernmaterial, Wasserdampf und Wasserstoff aus dem RDB erhöht sich der Druck der SHB-Atmosphäre. Insbesondere die Bildung von Wasserstoff und der Mitriss heißer Kernmaterialpartikel in weitere Bereiche des SHBs kann zur Druckerhöhung beitragen. Die Kernmaterialpartikel sind auch mögliche Zündquellen, die in einer brennbaren, aber bis dahin nicht gezündeten SHB-Atmosphäre zur Verbrennung und somit zum weiteren Druckaufbau führen können. Der gesamte Vorgang ist aus der englischsprachigen Fachliteratur als "direct containment heating" (DCH) bekannt. Für die Berechnung entscheidend ist die Verteilung der ausgestoßenen Brennstoffmassen auf die Räume im SHB.

### 5.3.3.2.4 Wasserstoffverbrennungen

Die zu unterstellende Wasserstoff-Erzeugungsrates bei der Kernzerstörung ist aus den integralen Unfallablaufanalysen zu bestimmen, wobei die bestehenden Unsicherheiten zu berücksichtigen sind.

Es ist zu prüfen, ob der SHB durch Wasserstoffverbrennungen gefährdet ist. Dies gilt auch dann, wenn Wasserstoff-Rekombinatoren als Notfallmaßnahme vorhanden sind. Als Basis für diese Bewertung können die integralen deterministischen Unfallanalysen mit der Analyse der Brennbarkeit der SHB-Atmosphäre und dem Druckaufbau bei einer Verbrennung verwendet werden. Es ist insbesondere die frühe Unfallphase während der Kernzerstörung zu prüfen, weil dabei relativ schnell lokal brennbare Zustände auftreten können.

Diese Bewertung allein mittels integraler Programme erfordert eine relativ genaue Nodalisierung des SHB.

Die Bewertung des Risikos des SHB Versagens auf Grund einer Wasserstoffverbrennung kann auch mit separaten Hilfsprogrammen erfolgen, die - basierend auf den ermittelten Gaskonzentrationen und Temperaturen - den AICC<sup>1</sup> Druck und Kenngrößen für den Ausschluss von Flammenbeschleunigung und DDT<sup>2</sup> berechnen /BRE 00/.

In der Analyse ist darauf einzugehen, ob und wann ein brennbares Gemisch gezündet wird (s. Kapitel 7 in /DAT 05/). Diese Frage ist insbesondere dann bedeutend, wenn ein brennbares Gemisch zunächst nicht zündet und sich weiter in den brennbaren Bereich hinein entwickelt, z. B. durch Wasserdampfkondensation und/oder durch Wasserstoffzufuhr. In dieser Situation entscheidet die Annahme über den Zeitpunkt der Zündung über die Heftigkeit der Verbrennung.

In die Bewertung des möglichen SHB-Versagens durch Wasserstoffverbrennung ist auch eine mittelbare Schädigung durch Bauteile einzubeziehen, die infolge des Verbrennungsdruckes abreißen und auf den SHB einwirken. Da die Berechnung derartiger Vorgänge – falls überhaupt möglich – sehr aufwändig wäre, können hier Abschätzungen verwendet werden.

### 5.3.3.2.5 Schmelze-Wasser-Wechselwirkung im RDB

Bei der Umlagerung von Kernmaterial in das untere Plenum befindet sich dort bei den meisten Kernschmelzabläufen noch Wasser. Dadurch entstehen Wasserdampf und Wasserstoff, die zum Druckaufbau beitragen. Es ist zu unterscheiden zwischen hochenergetischen Wechselwirkungen (Dampfexplosion) und einem quasistatischen Druckaufbau.

Dampfexplosionen sind vor allem wegen der Möglichkeit des so genannten alpha-mode-Versagens des SHB zu bearbeiten. Bei dieser Versagensart wird unterstellt, dass der RDB-Deckel durch die mechanischen Auswirkungen einer Dampfexplosion im RDB abreißt, gegen den SHB geschleudert wird und diesen beschädigt. Wegen der dabei potenziell sehr großen Radionuklidfreisetzung ist die Dampfexplosion ein in der PSA der

---

<sup>1</sup> AICC Adiabatic Isochoric Complete Combustion

<sup>2</sup> DDT Deflagration-to-Detonation-Transition

Stufe 2 nicht zu vernachlässigendes Phänomen, auch wenn bisher vorliegende Untersuchungen nur äußerst geringe Wahrscheinlichkeiten für diesen Vorgang ausweisen.

Neben der Schadensart mit RDB-Deckelversagen ist auch zu prüfen, ob der Reaktorkühlkreislauf an einer anderen Stelle (z. B. an einer heißen Hauptkühlmittelleitung oder einem Dampferzeuger-Heizrohr) durch quasistatischen Druckaufbau versagt.

Die Analysen sollen auf folgende Einzelaspekte eingehen:

- Im unteren Plenum herrschender Zustand (Wassertiefe, Temperatur, Druck),
- Umlagerungsvorgang des Kernmaterials (Massenstrom, Zustand des sich umlagernden Materials),
- Übertragung vorhandener Experimente oder sonstiger Analysen und Daten zur Schmelze-Wasser-Wechselwirkung auf den Zustand im unteren Plenum und auf den Umlagerungsvorgang,
- Abschätzungen zur Belastung des RDB und sonstiger Komponenten,
- Vergleich der Grenzbelastbarkeit von Komponenten unter den herrschenden Bedingungen (insbesondere bei hohen Temperaturen) mit ihrer Belastung und Schlussfolgerung auf die Versagenswahrscheinlichkeiten.

#### **5.3.3.2.6 Schmelzeausbreitung und Schmelze-Beton-Wechselwirkung nach RDB-Versagen**

Falls sich beim Versagen des RDB-Bodens Wasser in dem Raum unterhalb des RDB (Reaktorgrube bei DWR bzw. Steuerstabantriebsraum bei SWR) befindet, ist zu prüfen, ob sich infolge einer Schmelze-Wasser-Wechselwirkung Schäden an Strukturen der RDB-Abstützung oder des SHB ergeben können.

Es ist ferner zu prüfen, ob sich in dem Raum unterhalb des RDB Drainagen, Kanäle, Rohrleitungen, Durchlässe, Inspektionsöffnungen oder ähnliches befinden, durch die die Schmelze in angrenzende Räume innerhalb des SHBs oder auch nach außerhalb des SHBs vordringen kann. Bei der Bewertung der Fließfähigkeit der Schmelze und ihres eventuellen Erstarrens an Hindernissen oder engen Querschnitten besteht erhebliche Kenntnisunsicherheit, die zu berücksichtigen ist.

Wenn sich im SHB unterhalb des RDB Betonstrukturen befinden, kommen nach dem RDB-Bodenversagen heiße Kernmaterialien in Kontakt mit Beton. Dies ist beim DWR und SWR-72 der Fall. Eine Gefährdung des SHB bzw. des Reaktorgebäudes ergibt sich bei der Betonzersetzung aus der Bildung von verschiedenartigen nichtkondensierbaren Gasen (Kohlendioxid, Kohlenmonoxid, Wasserstoff), die einen Druckaufbau bewirken und teilweise brennbar sind, und durch die Penetration des Fundamentes bei ungehindert fortschreitender Betonerosion. Der Druckaufbau beschleunigt sich erheblich, wenn Wasser hinzutritt. Deshalb muss der Kontakt mit (Sumpf-) Wasser und eine eventuell nach dem RDB-Versagen einsetzende Bespeisung in der Analyse enthalten sein. Außerdem ist anfangs (bei Einsetzen des Schmelze-Wasser-Kontakts) mit einer verstärkten Freisetzung von Radionukliden aus dem Sumpf zu rechnen.

#### **5.3.3.2.7 Vorgänge bei der gefilterten Druckentlastung des SHB**

Die gefilterte Druckentlastung des SHB ist eine schadensmindernde Notfallmaßnahme. Für ihre Durchführung steht beim DWR eine große Zeitspanne im Bereich von Tagen zur Verfügung. Beim SWR kann bei Ausfall oder Unwirksamkeit des Druckabbausystems wegen des kleineren SHBs diese Zeit deutlich geringer sein. Die Erfolgswahrscheinlichkeit bei Anforderung der Druckentlastung ist unter Berücksichtigung der Personalhandlungen und der beteiligten Komponenten zu bestimmen. Die Erfolgswahrscheinlichkeit der Personalhandlungen ist mit den in Abschnitt 3.4 beschriebenen Methoden zu bewerten. Bei den beteiligten Komponenten sind ihr Prüfintervall und die im Anforderungsfall herrschenden Umgebungsbedingungen zu berücksichtigen.

Es ist zu analysieren, ob beim Betrieb der Druckentlastung Folgeschäden möglich sind, z. B. durch Wasserstoffbrand, Filterversagen oder Unterdruck im SHB.

### 5.3.3.2.8 Vorgänge außerhalb des SHB

Es ist zu untersuchen, auf welchem weiteren Weg die Radionuklide nach Verlassen des SHBs in die Umgebung gelangen können und welche Anteile auf diesem Weg noch innerhalb der Anlage zurückgehalten werden, z. B. in Filtern oder durch Ablagerung auf Oberflächen. Zu diesem Zweck ist die SHB-Leckgröße wie folgt zu unterteilen:

- Geringe Leckage des SHB, die von Lüftungsanlagen mit Filtern außerhalb des SHB beherrscht wird,
- Erhöhte Leckage des SHB, die von Lüftungsanlagen mit Filtern außerhalb des SHB nicht mehr beherrscht wird,
- Großflächige Leckage oder Versagen des SHB mit der Gefahr für unmittelbare Schäden in und an den umgebenden Räumen.

Ausgehend von diesen Leckabstufungen ist zu behandeln, wie der weitere Weg der Radionuklide zur Umgebung verläuft. Es ist dabei u. a. der Frage nachzugehen, ob sich durch den Eintrag von Gasen aus dem SHB außerhalb des SHBs brennbare Zustände ergeben können. Dabei sind auch Einflüsse auf Lüftungsanlagen außerhalb des SHBs zu bewerten, wobei ihr Betriebszustand unter den Bedingungen des Unfalles zu berücksichtigen ist. Eine Zündung brennbarer Gemische und die Folgen einer Verbrennung im Hinblick auf die Radionuklidfreisetzung (z. B. Beschädigung von Lüftungsanlagen oder Türen, Brandausbreitung) sind zu behandeln.

Bei einer Umgehung (Bypass) des SHBs durch ein Leck des Reaktorkühlkreislaufes außerhalb des SHBs ist zu bestimmen, auf welchem Wege Radionuklide, Dampf- und Wasserstoffmengen bei diesem Unfallablauf nach außerhalb des SHBs gelangen.

### 5.3.4 Bestimmung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten des Unfallablaufbaumes

Die Anforderungen zur Durchführung der PSA der Stufe 1 beschreiben u. a., wie Zuverlässigkeitskenngrößen zu ermitteln sind oder wie Personalhandlungen probabilistisch bewertet werden. Sofern sie anwendbar sind, gelten diese Vorgaben in gleicher Weise bzw. sinngemäß auch für die Vorgänge in der Stufe 2. Dies trifft beispielsweise für die Zuverlässigkeit von Komponenten zu, solange sie noch unter auslegungsgemäßen Bedingungen betrieben werden, sowie für die Personalhandlungen bei vorgeplanten Notfallmaßnahmen.

Die meisten der Verzweigungen eines UAB betreffen jedoch ungenau bekannte physikalisch/chemische Phänomene oder das Komponentenverhalten unter auslegungsüberschreitenden Bedingungen. Die nachfolgenden Abschnitte geben Hinweise, mit welchen Methoden diese Verzweigungen probabilistisch quantifiziert werden können. Empfehlungen zur Anwendung dieser Methoden bei der Bestimmung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten sind im Kapitel 7 in /DAT 05/ enthalten.

Die Vielzahl der miteinander zusammenhängenden Vorgänge und Phänomene bei der Stufe 2 der PSA bringt es mit sich, dass eine bestimmte Annahme je nach Blickwinkel pessimistisch oder optimistisch sein kann. Beispielsweise ist die Annahme einer hohen Wahrscheinlichkeit für eine Leckentstehung am Reaktorkühlkreis während einer Kernzerstörung unter hohem Druck zunächst pessimistisch im Hinblick auf eine frühe Belastung des SHB. Sie ist aber optimistisch insofern, als dass das spätere RDB-Versagen dann bei niedrigem Druck abläuft. Folglich sind für die quantitativen Festlegungen im UAB grundsätzlich realistische Annahmen zu verwenden. Pessimistische Annahmen dürfen in einem UAB nur dann getroffen werden, wenn der durchgängig pessimistische Charakter der Annahme gezeigt wurde.

#### 5.3.4.1 Festlegung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten durch subjektive Bewertung

Es ist davon auszugehen, dass für viele wichtige Phänomene des Unfallablaufes keine unmittelbar übertragbaren experimentellen Daten und auch keine abschließend abgesicherten Rechenergebnisse vorliegen. In dieser Situation ist zur Festlegung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten eine Bewertung durch die Bearbeiter notwendig, die hier als „subjektive Bewertung“ bezeichnet wird.

Alle in den UAB eingehenden subjektiven Bewertungen sind so zu dokumentieren, dass die Analyse nachvollzogen werden kann. Diese Dokumentation kann z. B. in Form eines ausführlich kommentierten Eingabedatensatzes für den UAB bestehen.

Die subjektive Bewertung beruht auf den jeweils verfügbaren spezifischen deterministischen Analysen in Verbindung mit Expertenschätzungen sowie auf weiteren Quellen (z. B. PSA für vergleichbare Anlagen, übertragbare Experimente).

Typische und in der jeweiligen Dokumentation anzugebende Quellen für die subjektive Bewertung sind:

- deterministische integrale Analysen,
- deterministische Einzelanalysen,
- Bewertungen in anderen PSA-Studien für gleichartige Fragestellungen, sofern sie nachvollziehbar dokumentiert sind,
- einschlägige Experimente.

Gegenwärtig gibt es keine Standardprozedur für das Vorgehen bei einer subjektiven Bewertung in einem PSA-Prozess. Der allgemein übliche Ansatz der meisten PSA beruht auf der Einschätzung durch Bearbeiter mit einem hohen Wissensstand über den allgemeinen Unfallablauf, meist in Zusammenarbeit mit Experten für Spezialfragen. Das Ergebnis der Einschätzung geht dann in Form von Eingabedaten in die rechnerischen Analysen ein. Für die subjektive Bewertung von besonders wesentlichen Fragen können Verfahren zur strukturierten Erhebung von Expertenurteilen – auch von mehreren unterschiedlichen Experten – die Aussagesicherheit und die Qualität erhöhen /ORT 91/.

Subjektive Bewertungen werden erleichtert, wenn qualitative Bewertungsmaßstäbe zugelassen sind. Beispielsweise ist es einfacher, anhand zahlreicher Modelleexperimente und Analogieüberlegungen eine heftige Dampfexplosion als "äußerst unwahrscheinlich" zu bezeichnen, als ihr z. B. die Wahrscheinlichkeit 0,001 zuzuordnen. Es kann deshalb hilfreich sein, die Phänomene zunächst qualitativ zu bewerten, und erst danach quantitative Werte einzusetzen. Eine Zuordnung von qualitativen Bewertungen zu quantitativen Wahrscheinlichkeitsangaben ist beispielsweise in Tabelle 5-3 zu finden. Falls eine derartige qualitative Abstufung bei der Quantifizierung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten verwendet wird, ist sie zu dokumentieren.

Der Ereignisbaum kann Verzweigungen für sehr komplexe Vorgänge enthalten, deren pauschale subjektive Bewertung praktisch unmöglich ist. Eine derartige Verzweigung könnte beispielsweise lauten: "Mit welcher Wahrscheinlichkeit versagt der SHB durch eine Wasserstoffverbrennung?". In dieser Frage sind Aspekte zum Kernschmelzablauf (Wasserstoffherzeugung), zur Wirkung der Rekombinatoren, zur Konvektion im SHB, zur Zündwahrscheinlichkeit und zur Strukturmechanik (Grenzbelastbarkeit des SHB) enthalten. In diesen Fällen ist der komplexe Vorgang so weit in Einzelfragen zu zerlegen, bis das einzelne Element einer Bewertung zugänglich ist. Dies geschieht, indem zusätzliche Verzweigungen in den Ereignisbaum eingefügt werden, und/oder indem das komplexe Problem in speziellen zu dokumentierenden Untersuchungen oder in einem entsprechenden Unterprogramm oder Fehlerbaum des UAB (s. Abschnitt 5.3.4.2) bearbeitet wird.

**Tabelle 5-3: Wahrscheinlichkeiten für subjektive Bewertungen in Anlehnung an /IAEA 95/**

Subjektive Beschreibung	Wahrscheinlichkeit
sicher	1,0
extrem wahrscheinlich	0,99 - 0,999
wahrscheinlich bis sehr wahrscheinlich	0,5 - 0,99
unbestimmt	0,5
sehr unwahrscheinlich bis unwahrscheinlich.	0,01 - 0,5
extrem unwahrscheinlich	0,001 - 0,01
unmöglich	0,0

### 5.3.4.2 Berechnung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten mit Hilfsprogrammen

Selbst bei einer Aufteilung komplexer Sachverhalte in mehrere Verzweigungen ist davon auszugehen, dass nicht alle Verzweigungswahrscheinlichkeiten unmittelbar durch eine objektive Bewertung bestimmt werden können. Ein Beispiel für eine derartige Verzweigung ist z. B. die Frage nach der Existenz einer zündbaren Atmosphäre im SHB zum Zeitpunkt des RDB-Versagens. Die Zündbarkeit zu diesem Zeitpunkt wird u. a. von der Wasserstoffherzeugung innerhalb des RDB, vom RDB-Druck, von der Wirkung der Rekombinatoren, vom Wasserdampfgehalt, vom noch verfügbaren Sauerstoff im SHB und von eventuellen vorherigen Verbrennungen beeinflusst. Eine befriedigende Ermittlung der Zündbarkeit allein durch eine subjektive Bewertung erscheint sehr schwierig.

Aus diesem Grund kann es geboten sein, Verzweigungswahrscheinlichkeiten mittels Hilfsmodellen zu berechnen. Mit diesem Hilfsmittel kann der Bearbeiter die von ihm für zutreffend gehaltenen Zusammenhänge

in die Analyse einbringen. Das entsprechende Hilfsprogramm berechnet dann für jede Kombination von Eingabeparametern (also z. B. für Abläufe mit hoher oder niedriger Wasserstoffzeugung, oder mit bzw. ohne vorherigem Wasserstoffbrand) beispielsweise die Wahrscheinlichkeit für die Zündbarkeit der Atmosphäre. Diese Rechnungen können in direkter Ankopplung an den UAB (direkter Datentransfer) oder separat durchgeführt werden.

Im Idealfall ist das Hilfsprogramm für die jeweilige Anwendung validiert. Beispielsweise könnte die obige Frage zur Zündbarkeit mittels eines einschlägigen Sicherheitsbehälter-Rechenprogramms bearbeitet werden, das zur Auslegung der Rekombinatoren im SHB verwendet wird. Realistischerweise ist jedoch davon auszugehen, dass entweder kein für Reaktorapplikationen validiertes Rechenprogramm vorliegt (z. B. für die Analyse einer Dampfexplosion), oder dass bestehende validierte Rechenprogramme zu lange Rechenzeiten benötigen, um alle Kombinationen in einem UAB bearbeiten zu können (z. B. Rechenprogramme für die SHB-Atmosphäre).

### 5.3.4.3 Ermittlung der Unsicherheiten von Verzweigungswahrscheinlichkeiten

Eine Verzweigung im Ereignisbaum bedeutet, dass sich der Ablauf an dieser Stelle in mehr als einer bestimmten Weise fortsetzen kann. Ursache für diese Unbestimmtheit ist teilweise eine stochastische Variabilität des Vorganges. Sie ist aber auch auf die Tatsache zurückzuführen, dass die Beschreibung der Ereignisse bis zum Verzweigungspunkt nur von beschränktem Detaillierungsgrad ist. Unfallabläufe, die bezüglich der Beschreibung übereinstimmen, können sich dennoch in nicht beschriebenen Details unterscheiden, welche für die Verzweigung von Bedeutung sind. Damit können sich Abläufe auf die eine oder andere Weise fortsetzen, obgleich sie bis zu diesem Punkt in den beschriebenen Details übereinstimmen. Es ist somit unsicher, in welcher Weise ein Ablauf, der bis zu diesem Punkt mit der Beschreibung übereinstimmt, sich ab diesem Punkt fortsetzen wird. Diese Unsicherheit wird zusammen mit der stochastischen Variabilität als aleatorische Unsicherheit bezeichnet. Sie wird durch die Verzweigungswahrscheinlichkeiten im UAB zum Ausdruck gebracht. Sie drückt summarisch den Anteil der Abläufe aus, welche sich am Verzweigungspunkt auf die eine bzw. andere Weise fortsetzen werden.

In aller Regel ist jedoch keine ausreichende statistische Grundlage für die Phänomene des Kernschmelzablaufes verfügbar, so dass die Verzweigungswahrscheinlichkeit zwar eine feste, aber ungenau bekannte Größe ist. Sie ist mit Kenntnisunsicherheit (auch epistemische Unsicherheit genannt) behaftet. Für die Verzweigungswahrscheinlichkeit ist also eine subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung zu spezifizieren, welche quantitativ zum Ausdruck bringt, wie gut man diese Größe zu kennen glaubt.

### 5.3.5 Rechentechnische Durchführung und Auswertung der probabilistischen Ereignisbaumanalyse

Es ist auch bei heutigen Rechenanlagen aus Kapazitätsgründen praktisch nicht möglich, alle (End-)Zweige eines großen UAB zu erfassen. Deshalb werden Abschneidekriterien für Verzweigungswahrscheinlichkeiten verwendet. Sobald die Wahrscheinlichkeit eines Zweiges unter diesem Kriterium liegt, werden dieser Zweig und seine daraus folgenden weiteren Verästelungen ignoriert. Die Summe aller ignorierten Wahrscheinlichkeiten darf das Endergebnis nicht wesentlich beeinflussen und ist zu dokumentieren.

Die rechentechnische Berücksichtigung der epistemischen Unsicherheiten, also der Kenntnisunsicherheiten zu festen, aber ungenau bekannten Größen, erfolgt mittels einer Monte-Carlo-Simulation. Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen können entweder mit einem eigenständigen Rechenprogramm oder mit dem allgemeinen Programm zur Ereignisbaumanalyse durchgeführt werden. Im Falle einer integrierten Vorgehensweise (s. Abschnitt 5.2), können die Unsicherheiten aus Stufe 1 und Stufe 2 in einem Rechengang ermittelt werden.

Unsicherheitsanalysen bestimmen, welche Verteilung das interessierende Ergebnis (z. B. die Häufigkeit einer Freisetzungskategorie) hat. Mittels Sensitivitätsanalysen kann ermittelt werden, welche der berücksichtigten unsicheren Eingabedaten in besonders hohem Maße zur Ergebnisunsicherheit beitragen. Importanzanalysen ermitteln, welche Ereignisse, Kernschadenzustände oder Systemausfälle in welchem Ausmaß zu bestimmten Freisetzungskategorien beitragen.

Die Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse der Stufe 2 soll mit folgenden Zielstellungen und Umfang durchgeführt werden:

1. Es sind die Unsicherheiten (Streubreite, Verteilung) der Eingabeparameter für die Ereignisbaumanalyse und die Quelltermmittlung quantitativ zu ermitteln bzw. abzuschätzen und eine Plausibilitätsbegründung abzugeben, die insbesondere auf die Schätzmethode und die Ursachen der Unsicherheiten sowie den aktuellen Kenntnisstand eingeht.

2. Mittels statistischer Methoden sind diejenigen Eingabeparameter zu identifizieren, deren Unsicherheiten einen signifikanten Einfluss auf die Schwankungsbreite der Ergebnisse (Häufigkeiten der Freisetzungskategorien, Quellterme) haben und die wesentlichen Charakteristika der Ergebnisunsicherheiten (Erwartungs- und Fraktilwerte) sind zu quantifizieren.
3. Die Ergebnisse der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse sind zu diskutieren und zu interpretieren, insbesondere hinsichtlich des Zusammenhangs zwischen Größe der Unsicherheiten der verwendeten Eingabeparameter und der Sensitivität der Stufe 2 – Ergebnisse.

## 5.4 QUELLTERMERMITTLUNG

Neben der im Abschnitt 5.3 beschriebenen Ermittlung der Häufigkeiten einzelner Freisetzungspfade ist die Ermittlung des zugehörigen Quellterms, also der Menge und des zeitlichen Verlaufs der freigesetzten Spaltprodukte, wichtig, da sich das Ergebnis der Stufe 2 der PSA aus beiden Komponenten, der Häufigkeit und der zugehörigen Konsequenz (Quellterm), zusammensetzt.

Da die Bestimmung des Quellterms mit hohem analytischem Aufwand verbunden sein kann, ist es sinnvoll die Vielzahl der möglichen Freisetzungspfade zu einer handhabbaren Zahl von Freisetzungskategorien zusammen zu fassen.

### 5.4.1 Freisetzungskategorien

Der Anlagenzustand nach einem Kernschmelzablauf, der mit einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung verbunden ist und mit dem eine PSA der Stufe 2 endet, wird Anlagenschadenzustand genannt. Die Ereignisbaumanalyse ergibt eine sehr große Anzahl von verschiedenen, mit Häufigkeiten versehenen Abläufen, die letztlich alle zu Anlagenschadenzuständen führen. Die Anzahl der Anlagenschadenzustände kann so groß sein, dass ohne eine Zusammenfassung in Gruppen mit ähnlichen Eigenschaften keine sinnvolle Ergebnisdarstellung und -interpretation möglich ist.

Die Freisetzungskategorien stellen die Verbindung zum UAB und damit zu der im Abschnitt 5.3 beschriebenen Ermittlung der Häufigkeiten der unterschiedlichen Unfallabläufe dar. Die Unfallabläufe können entweder zu Freisetzungskategorien zusammengefasst werden oder es werden Endzustände des UAB so gewählt, dass sie direkt den Freisetzungskategorien entsprechen. Freisetzungskategorien sind also bestimmte Endzustände des UAB oder sie fassen solche Unfallabläufe zusammen, für die ein ähnlicher Quellterm erwartet wird (vgl. Tabelle 5-5).

Im Allgemeinen sind etwa 10 Freisetzungskategorien, über die eine Freisetzung auf dem Luftpfad erfolgen kann und für die dann jeweils der zugehörige Quellterm bestimmt werden muss, ausreichend, um die relevanten Freisetzungspfade abzudecken. Nachfolgend sind beispielhaft einige Merkmale angegeben, die bei der Festlegung von Freisetzungskategorien berücksichtigt werden können:

Leck im SHB (Zeitpunkt, Größe, zugehöriger Freisetzungspfad aus der Anlage),

- längerfristig nach RDB-Versagen einsetzendes SHB-Versagen, z. B. nach Ausfall der Druckentlastung oder infolge Durchschmelzen,
- vor oder bei RDB-Versagen einsetzendes SHB-Versagen, z. B. durch Wasserstoffverbrennung, Dampfexplosion oder durch Druckstoß beim RDB-Versagen,
- Offenbleiben des vorgesehenen SHB-Lüftungsabschlusses,
- Umgehung des SHB (Typ der Umgehung, evtl. Rückhaltung von Spaltprodukten im Freisetzungspfad),
- Primärkreisleckage über Dampferzeuger-Heizrohre und den Sekundärkreis,
- Primärkreisleckage außerhalb des SHB,
- mitigative Maßnahmen (z. B. Sprühen, Druckentlastung des Primärkreises oder des SHB, Rückhaltung in Wasservorlagen),
- gefilterte Druckentlastung des SHB (evtl. mit Ausfall der Filterwirkung),
- Quellterm innerhalb des SHBs (bestimmt durch die Abschmelzvorgänge im Kern, der Rückhaltung im Reaktorkühlkreislauf und damit vom gewählten Szenario),
- kein Versagen des SHB und keine auslegungsüberschreitende Leckage zur Atmosphäre.

## 5.4.2 Relevante Spaltprodukte zur Charakterisierung des Quellterms

Ein Reaktorkern enthält viele verschiedenartige Nuklide. Es ist aufwändig und zum Teil noch mit hohen Unsicherheiten verbunden, die unfallbedingte Freisetzung für eine Vielzahl von einzelnen Nukliden zu bestimmen. Sofern keine genaue Feststellung der radiologischen Unfallfolgen vorgesehen ist, kann sich die Analyse der Freisetzungen auf einige wenige typische radiologisch relevante Elemente konzentrieren.

Auf der Grundlage nuklidspezifisch berechneter Strahlenexpositionen /ALP 86/ und der bei einem Unfall zu erwartenden unterschiedlichen Freisetzungsanteile verschiedener flüchtiger Elemente ergeben sich folgende für die Freisetzungskategorien mindestens zu berücksichtigende Elemente: Kr oder Xe, I und Cs. Die Edelgase sind relevant für die Direkt-Strahlung aus der Wolke (Krypton dominierend bei früher Freisetzung, Xenon dominierend bei später Freisetzung), Jod ist relevant für die Inhalation (und Ingestion) und Cäsium ist relevant für die Langzeiteffekte äußere Strahlenexposition aus Bodenstrahlung und Ingestion (Landkontamination).

Wenn hingegen radiologische Unfallfolgen genauer bestimmt werden sollen, sind weitere Elemente einzubeziehen, die i. A. aus den deterministischen Analysen (Rechenprogramme) hervorgehen. Aus diesem Grund enthalten die Angaben in den folgenden Abschnitten mehr als die oben genannten typischen Elemente.

Auf die Nuklidzusammensetzung der Elemente wird im folgenden Abschnitt eingegangen.

## 5.4.3 Spaltproduktinventar und Charakterisierung der Spaltprodukte

Der Quellterm wird häufig in Anteilen des Kerninventars angegeben, was für relative Aussagen ausreichend ist. Um zu absoluten Werten zu gelangen, benötigt man das Spaltproduktinventar des Kerns. Dieses kann mit Rechenprogrammen ermittelt werden, mit denen auch die Lastfolge der Anlage simuliert und verschiedene Nachladungen getrennt bilanziert werden können. Für die Quelltermbestimmung kann das Spaltproduktinventar, das zur Mitte eines Zyklus aufgebaut ist, ohne Sicherheitszuschläge i. S. einer best-estimate Analyse zugrunde gelegt werden.

Diese Programme berechnen nicht nur den Aufbau sondern auch den Zerfall der Spaltprodukte mit der Zeit. Dies ermöglicht, den Zerfall außerhalb der eigentlichen Quelltermberechnung zu berechnen und als Quellterm lediglich elementweise Anteile am Kerninventar zu ermitteln. Tabelle 5-4 zeigt das Spaltproduktinventar einiger Nuklide in Bq pro Mg U eines typischen DWR für einige Zeitpunkte nach Abschaltung. Falls keine anlagenspezifischen Inventarrechnungen verfügbar sind, kann diese Tabelle verwendet werden.

**Tabelle 5-4: Beispielhafte Auflistung des Inventars relevanter Spaltprodukte in Bq pro Mg U für verschiedene Zeitpunkte; Randbedingung: DWR, Leistung: 48,16 MW/t U, Abbrand: 46428 MWd/t U.**

Nuklid	0 h	1 h	10 h	24 h	48 h	96 h
Kr 88	$2,83 \cdot 10^{+16}$	$2,22 \cdot 10^{+16}$	$2,46 \cdot 10^{+15}$	$8,07 \cdot 10^{+13}$	$2,30 \cdot 10^{+11}$	$1,87 \cdot 10^{+06}$
Sr 90	$4,18 \cdot 10^{+15}$					
Zr 95	$7,22 \cdot 10^{+16}$	$7,22 \cdot 10^{+16}$	$7,18 \cdot 10^{+16}$	$7,14 \cdot 10^{+16}$	$7,03 \cdot 10^{+16}$	$6,88 \cdot 10^{+16}$
Mo 99	$8,07 \cdot 10^{+16}$	$7,96 \cdot 10^{+16}$	$7,25 \cdot 10^{+16}$	$6,25 \cdot 10^{+16}$	$4,85 \cdot 10^{+16}$	$2,94 \cdot 10^{+16}$
Ru 103	$7,00 \cdot 10^{+16}$	$6,92 \cdot 10^{+16}$	$6,89 \cdot 10^{+16}$	$6,81 \cdot 10^{+16}$	$6,70 \cdot 10^{+16}$	$6,48 \cdot 10^{+16}$
Ag 111	$2,78 \cdot 10^{+15}$	$2,78 \cdot 10^{+15}$	$2,68 \cdot 10^{+15}$	$2,54 \cdot 10^{+15}$	$2,31 \cdot 10^{+15}$	$1,92 \cdot 10^{+15}$
Sb 127	$3,81 \cdot 10^{+15}$	$3,78 \cdot 10^{+15}$	$3,56 \cdot 10^{+15}$	$3,20 \cdot 10^{+15}$	$2,68 \cdot 10^{+15}$	$1,86 \cdot 10^{+15}$
Te 127	$3,74 \cdot 10^{+15}$	$3,74 \cdot 10^{+15}$	$3,69 \cdot 10^{+15}$	$3,49 \cdot 10^{+15}$	$3,06 \cdot 10^{+15}$	$2,32 \cdot 10^{+15}$
I 131	$4,29 \cdot 10^{+16}$	$4,29 \cdot 10^{+16}$	$4,18 \cdot 10^{+16}$	$4,00 \cdot 10^{+16}$	$3,70 \cdot 10^{+16}$	$3,15 \cdot 10^{+16}$
Xe 133	$8,55 \cdot 10^{+16}$	$8,55 \cdot 10^{+16}$	$8,51 \cdot 10^{+16}$	$8,25 \cdot 10^{+16}$	$7,62 \cdot 10^{+16}$	$6,07 \cdot 10^{+16}$
Cs 134	$8,73 \cdot 10^{+15}$	$8,73 \cdot 10^{+15}$	$8,73 \cdot 10^{+15}$	$8,70 \cdot 10^{+15}$	$8,70 \cdot 10^{+15}$	$8,70 \cdot 10^{+15}$
Cs 137	$5,62 \cdot 10^{+15}$					
Ba 140	$7,77 \cdot 10^{+16}$	$7,77 \cdot 10^{+16}$	$7,62 \cdot 10^{+16}$	$7,36 \cdot 10^{+16}$	$6,99 \cdot 10^{+16}$	$6,25 \cdot 10^{+16}$
La 140	$8,25 \cdot 10^{+16}$	$8,25 \cdot 10^{+16}$	$8,18 \cdot 10^{+16}$	$8,03 \cdot 10^{+16}$	$7,73 \cdot 10^{+16}$	$7,07 \cdot 10^{+16}$

Diese Tabelle zeigt, dass der Zerfall zwischen 1 h und 96 h nach Abschaltung – in dieser Zeit sind die relevanten unfallbedingten Freisetzungen zu erwarten – für die typischen Elemente (außer Kr-88) maximal etwa 25 % beträgt. Dieser Anteil ist geringer als die sich aus Unsicherheiten der Analyse ergebenden Unterschiede der Freisetzungen. Es ist deshalb zulässig, im Rahmen einer PSA der Stufe 2 den radioaktiven Zerfall zu vernachlässigen und z. B. das Nuklidinventar bei 1 h nach Abschaltung zu verwenden.

Die elementspezifischen physikalischen und chemischen Eigenschaften, sowie die Chemie der Umgebung (Oxidationspotenzial) bestimmen die Freisetzung der Spaltprodukte während der Aufheiz- und Abschmelzphase des Brennstoffs innerhalb und außerhalb des RDB. Tabelle 5-5 gibt Schmelz- und Siedepunkte einiger typischer Spaltproduktverbindungen an.

Unter Berücksichtigung dieser Eigenschaften werden diese Elemente in Freisetzungsguppen eingeteilt. Für jede dieser Gruppen werden gleiche Freisetzungsteile aus dem Brennstoff angenommen. Die detaillierte Einteilung in Freisetzungsguppen ist im Allgemeinen in den einzelnen Rechenprogrammen, die zur Bestimmung des Quellterms verwandt werden (s. Abschnitt 5.3.3.1 für integrale Rechenprogramme) vorgegeben. Eine brauchbare Einteilung ist z. B. die folgende:

**Tabelle 5-5: Thermische Eigenschaften einiger Spaltprodukte (aus /IAEA 95/)**

Element/Verbindung	Schmelzpunkt [K]	Siedepunkt [K]
Leichtflüchtige		
I <sub>2</sub>	386	458
HI	222	238
Cs	302	963
CsI	899	1553
Te	723	1263
Mittelflüchtige		
Sr	1073	1657
Ba	1123	1911

Element/Verbindung	Schmelzpunkt [K]	Siedepunkt [K]
Sb	903	1653
Schwerflüchtige		
SrO	2703	3520
La	1193	3740
Ru	2523	4425
RuO <sub>2</sub>		1473 (Sublimation)
RuO <sub>4</sub>	298	403
Brennstoff		
UO <sub>2</sub>	3113	3565

Gruppe: zur Gruppe gehörende Elemente:

Xe Xe, Kr

I I, Br

Cs Cs, Rb

Te Te, Sb, Se

Ba Ba, Sr

Ru Ru, Rh, Pd, Mo, Tc

La La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y

Ce Ce, Pu, Np

Einige Elemente können in unterschiedlichen Verbindungen vorkommen. Chemische Umwandlungen sind beispielsweise besonders für Jod im Hinblick auf die Radiologie von Bedeutung. Jod kann unter den Bedingungen im Reaktorkühlkreislauf und im SHB in verschiedenen Oxidationszuständen und damit in verschiedenen Verbindungen vorkommen, die sich hinsichtlich der Freisetzung unterschiedlich verhalten. Beispiele sind:

I: I<sub>2</sub>, HI, CsI, CH<sub>3</sub>I (und höhere organische Jodide), IO<sub>3</sub><sup>-</sup>, AgI, Cdl, FeI

Cs: CsOH, CsI, Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>

Te: Te, TeO

Ru: Ru, RuO

Sr: Sr, SrO

Ba: Ba, BaO

#### 5.4.4 Methoden der Quelltermmittlung

Zur Berechnung des Quellterms einer bestimmten Freisetzungskategorie, also zur Bestimmung der Menge, des Orts und des Zeitverlaufes der in die Umgebung freigesetzten Nuklide, sind Rechenprogramme vorhanden, die das heutige Verständnis der relevanten Phänomene widerspiegeln. Hierzu gehören integrale Rechenprogramme, die den gesamten Unfallablauf abdecken und die generell zur Unfallablaufanalyse im Rahmen der PSA der Stufe 2 eingesetzt werden, wie z. B. MAAP oder MELCOR, sowie Programme, die Einzelaspekte, wie Vorgänge im SHB inklusive komplexer chemischer Vorgänge detaillierter beschreiben. Ein Beispiel hierfür ist COCSYS /KLE 00/. Da es sich hierbei um die gleichen Programme handelt, die auch für deterministische Unfallanalysen verwendet werden, fallen Informationen zum Quellterm auch als Nebenprodukt dieser Analysen an. Auch wenn solche Quellterme nicht notwendigerweise repräsentativ für die entsprechende Freisetzungskategorie sind, ergibt sich hier ein gewisses Potenzial zur Reduktion der Zahl der deterministischen Rechnungen.

Die Ermittlung des Quellterms einer bestimmten Freisetzungskategorie kann mit unterschiedlichen Ansätzen erfolgen:

- Übernahme von für eine ähnliche Anlage berechneten Freisetzungspfaden und Quelltermen und gegebenenfalls Anpassung an die wesentlichen Anlagenparameter (Delta-Betrachtung), jeweils ein Beispiel für Quellterme zugeordnet zu den ermittelten Freisetzungskategorien befindet sich in Tabelle 5-6 für DWR /GRS 01/ und in Tabelle 5-7 für SWR /KER 98/.
- Berechnung des Quellterms für eines oder mehrere der für die jeweilige Freisetzungskategorie repräsentativen Szenarien. Hier ist zu beachten, dass üblicherweise mehrere Szenarien mit unterschiedlichem Quellterm (im Wesentlichen auf Grund unterschiedlicher Freisetzung aus dem Primärkreis) zu einer Freisetzungskategorie beitragen.
- Kombination aus den beiden Methoden, etwa anlagenspezifische Berechnung des Quellterms für wesentliche Freisetzungskategorien, Übernahme des Quellterms für andere Freisetzungskategorien von Quelltermrechnungen für ähnliche Anlagen.

**Tabelle 5-6: Beispiele für Freisetzungskategorien und zugeordnetem Quellterm für eine DWR-Anlage (Konvoi) nach /GRS 01/**

Name	Freisetzungspfad zur Umgebung	Quellterm*) (Anteile des Kerninventars)	
		Cs	I
FKA	SHB → beschädigter Ringraum (RR) → Umgebung <i>oder</i> Freisetzung durch unbedecktes Dampferzeuger-Heizrohrleck	$> 5,0 \cdot 10^{-1}$	$> 5,0 \cdot 10^{-1}$
FKB	SHB → betriebliche SHB-Lüftung → Umgebung <i>oder</i> SHB → RR vor/bei RDB-Versagen → ungefilterte Freisetzung RR → Umgebung	$(1,3...2,4) \cdot 10^{-1}$	$(1,4...2,3) \cdot 10^{-1}$
FKC	Freisetzung durch bedecktes Dampferzeuger-Heizrohrleck	$(2,0...5,0) \cdot 10^{-2}$	$\sim 1,5 \cdot 10^{-2}$
FKD	Kleiner Bypass in den RR, ungefilterte Freisetzung RR → Umgebung	$\sim 1,0 \cdot 10^{-2}$	$(1,0...5,5) \cdot 10^{-2}$
FKE	SHB → RR nach RDB-Versagen → ungefilterte Freisetzung RR → Umgebung	$2,4 \cdot 10^{-4}...6,0 \cdot 10^{-3}$	$\sim 5,5 \cdot 10^{-2}$
FKF	SHB → Venting mit Filterausfall und Freisetzung in Dachhöhe <i>oder</i> begrenzte SHB-Leckage zum RR → ungefilterte Freisetzung RR → Umgebung	$6,0 \cdot 10^{-6}...1,2 \cdot 10^{-4}$	$\sim 2,75 \cdot 10^{-2}$
FKG	Großer Bypass zum RR → gefilterte Störfall-RR-Absaugung	$(2,0...4,0) \cdot 10^{-4}$	$(2,5...4,5) \cdot 10^{-4}$
FKH	SHB → Venting gefiltert mit Freisetzung in Dachhöhe	$2,0 \cdot 10^{-7}...1,0 \cdot 10^{-5}$	$\sim 1,0 \cdot 10^{-4}$
FKI	SHB → Venting gefiltert mit Freisetzung in Kaminhöhe	$2,0 \cdot 10^{-7}...1,0 \cdot 10^{-5}$	$\sim 1,0 \cdot 10^{-4}$
FKJ	Kleine SHB-Leckage zum RR → gefilterte Störfall-RR-Absaugung	$3,0 \cdot 10^{-10}...2,0 \cdot 10^{-8}$	$\sim 1,0 \cdot 10^{-4}$

\*) hier bestehend aus den relevanten Nukliden der Elemente Cs und I

**Tabelle 5-7: Beispiele für Freisetzungskategorien und zugeordnetem Quellterm für eine SWR-Anlage nach /KER 98/**

Name	Freisetzungspfad zur Umgebung	Quellterm (Anteile des Kerninventars)	
		Cs	I
FK 1	SHB → Reaktorgebäude (Versagen Ladendeckel oder Versagen Hauptschleuse oder Schmelzpenetration) → Umgebung	$3,0 \cdot 10^{-1}$	$5,0 \cdot 10^{-1}$
FK 2	SHB → kleine Leckage zum Reaktorgebäude und/oder gefilterte Druckentlastung → Umgebung	$7,0 \cdot 10^{-7}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$
FK 3	SHB → kleine Leckage zum Reaktorgebäude (keine gefilterte Druckentlastung) → Umgebung	$< 7,0 \cdot 10^{-7}$	$< 1,0 \cdot 10^{-6}$

### 5.4.5 Wesentliche Phänomene

Der Quellterm an die Umgebung wird durch Vorgänge im Reaktorkühlkreislauf, die stark vom unterstellten Szenario abhängen, durch Vorgänge im SHB (im Fall von Bypass-Sequenzen im angrenzenden Gebäude bzw. im Sekundärkreis), und durch die sich ergebenden Freisetzungspfade an die Umgebung bestimmt. Sowohl im Reaktorkühlkreislauf als auch im SHB spielen sich Freisetzungs- und Ablagerungsvorgänge ab, die im Folgenden kurz dargelegt werden, und die bei der Quelltermmittlung zu berücksichtigen sind.

#### 5.4.5.1 Freisetzung der Spaltprodukte in den Reaktorkühlkreislauf

Bei Unfällen mit Kernschmelzen führt die Aufheizung des Brennstoffs und des Kontrollstab- und Strukturmaterials im Reaktorkern zur Freisetzung von Spaltprodukten. Relevante Temperaturen typischer Reaktormaterialien sind in Tabelle 5-8 angegeben.

Ein Teil der leichtflüchtigen Spaltprodukte gelangt während des Betriebs in den Spalt zwischen Brennstofftabletten und Hüllrohr. Dieser Anteil ist abbrandabhängig. Es kann mit folgenden Anteilen im Spalt gerechnet werden:

Edelgase: 3 – 10 % des gesamten Inventars

Alkali: 2 – 5 % des gesamten Inventars.

Andere Klassen von Spaltprodukten kommen im Spaltraum praktisch nicht vor.

**Tabelle 5-8: Relevante Temperaturen bzw. Temperaturbereiche für Reaktionen reaktor-typischer Materialien und die Freisetzung von Spaltprodukten /SON 03/**

Temperatur [K]	Kenngößen, Umwandlungen und Reaktionen reaktortypischer Materialien
3120	Schmelzpunkt des Uranoxids $UO_2$
2960	Schmelzpunkt des Zirkonoxids $ZrO_2$
2620	Schmelzpunkt von Borcarbid $B_4C$ (SWR-Steuerstabmaterial)
2400 - 2600	Zerstörung der Brennstäbe – Ergebnis u. a. der Phebus-Experimente
2100	Beginnende Verflüssigung $UO_2$ – Zry durch eutektische Reaktionen
2030	Schmelzpunkt von Zirkaloy (kurz: Zry)
1850	Eskalation der Zr-Oxidation und $H_2$ -Bildung
1700	Schmelzpunkt von Edelstahl
1450	Eutektika Zry - Ag, Zerstörung DWR-Steuerstäbe
1420	Eutektika Stahl - $B_4C$ , Relevant für Zerstörung der SWR-Steuerstäbe
1270	verstärkte Zr-Oxidation und $H_2$ -Bildung

Temperatur [K]	Kenngrößen, Umwandlungen und Reaktionen reaktortypischer Materialien
1210	Eutektika Stahl - Zr, relevant für Zerstörung der DWR-Steuerstäbe
1170	Bersten von Brennstäben (ND-Fälle) und Beginn der Spaltproduktfreisetzung aus Gasspalt der BE
1100	Schmelzpunkt von Ag-In-Cd (DWR-Steuerstabmaterial)

Die Freisetzung von Spaltprodukten während der Kernaufheiz- und -abschmelzphase hängt im Wesentlichen vom zeitlichen Verlauf der Brennstofftemperatur und dabei insbesondere von der maximal erreichten Brennstofftemperatur ab. Diese hängt von den eutektischen Wechselwirkungen des  $UO_2$  mit dem Zr des Hüllrohrs und dem Steuerstabmaterial ab, während die Aufheizrate maßgeblich von der stark exothermen Oxidation des Hüllrohrs bestimmt wird. Das Oxidationspotential des Fluids (Verhältnis Dampf/Wasserstoff) beeinflusst diese Vorgänge und damit die Freisetzung einiger Spaltprodukte (Te, Ru).

Wichtige experimentelle out-of-pile-Programme zur Bestimmung des Freisetzunganteils aus dem Brennstoff wurden in den 1970er und 1980er Jahren in Deutschland (SASCHA beim Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), /ALB 87/) und in den USA (ORNL, /NRC 95/) durchgeführt.

Auf Basis dieser Experimente wurden Korrelationen entwickelt, die auch in den integralen Rechenprogrammen wie MAAP und MELCOR eingebaut sind.

**Tabelle 5-9: Beispiele für den Freisetzunganteil von Elementen aus dem Brennstoff von Kernzerstörung bis RDB-Versagen**

Element	Integrale Freisetzung nach /JAC 00/ (Phebus)	Integrale Freisetzung nach /IAEA 95/	Freisetzunganteil nach /ALB 87/ (SASCHA)		Freisetzunganteil nach /NRC 95/ (ORNL)
			Anteil in [%/min]		
	[%]	[%]	2673 K	3023 K	bis 3023 K *)
Xe	---	95	---	---	---
I	87	95	3	>10	0,2
Cs	84	95	2	>10	0,2
Te	83	40 - 60**)	$5 \cdot 10^{-2}$	3	$4 \cdot 10^{-2}$
Mo	56		$3 \cdot 10^{-3}$	0,2	---
Ba	>1 (La)	2	$5 \cdot 10^{-4}$	$3 \cdot 10^{-2}$	$5 \cdot 10^{-3}$
Sr	---	0,1	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-2}$	$3 \cdot 10^{-3}$
Zr	$>3 \cdot 10^{-2}$	---	$1 \cdot 10^{-5}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-4}$
Ag	15	---	0,1	4	---
Ru	>1,2	<0,1	---	---	---

\* Kontinuierlicher Anstieg der Temperatur auf etwa 3023 K

\*\* 60 % für niederen Druck, 40 % für hohen Druck

### 5.4.5.2 Rückhaltung von Spaltprodukten im Reaktorkühlkreislauf

Die Rückhaltung der mit dem Dampf- und Wasserstoffstrom transportierten gas- oder aerosolförmigen Spaltprodukte im Reaktorkühlkreislauf hängt von der Verweilzeit und damit von Größe und Lage des Lecks, sowie von der Strukturtemperatur (Temperatur der Dampferzeuger (DE)-Heizrohre bei bespeistem Dampferzeuger) oder dem Durchtritt durch Wasservorlagen (z. B. im Druckhalter oder Druckhalterabblasetank) ab. Der Vorgang der Rückhaltung von Spaltprodukten in Wasservorlagen spielt auch bei DE-Heizrohrlecks mit sekundärseitig bedeckter Leckstelle (DWR) oder bei Fällen mit Freisetzung in die Kondensationskammer (SWR) eine wesentliche Rolle. Die Wechselwirkung der Aerosole und die resultierende Ablagerung auf Strukturen können durch aerosolphysikalische Modelle oder daraus abgeleitete Korrelationen hinreichend gut berechnet werden. Transport, Ablagerung und Wiederfreisetzung von Spaltprodukten im Reaktorkühlkreislauf werden in integrierten Rechenprogrammen simuliert.

Die Ablagerung ist aber nicht notwendigerweise dauerhaft. Die Aufheizung der Oberfläche (durch Nachwärme oder chemische Reaktionen) kann zur teilweisen Wiederverdampfung der abgelagerten Spaltprodukte führen. Auch mechanische Resuspension, etwa durch Dampfstöße, kann zur Wiederfreisetzung führen.

Ablagerung im Reaktorkühlkreislauf und spätere Wiederfreisetzung daraus führt zu einem späten Eintrag von Spaltprodukten in den SHB. Zu diesem Zeitpunkt ist die Aerosolkonzentration im SHB möglicherweise bereits sehr gering. Damit ist dann auch die Abscheiderate im SHB gering, was zu einer lang anhaltenden entsprechenden Aerosolkonzentration im SHB führen kann. Dies kann bei spätem Versagen des SHBs von Bedeutung sein.

Einen Anhaltspunkt für das Ausmaß der Rückhaltung im Reaktorkühlkreislauf liefern die Phebus Experimente. So wurde beim Experiment FPT1 /JAC 00/, das ein kleines Leck im kalten Strang eines DWR simuliert, die in Tabelle 5-10 in Prozent bezogen auf das Anfangsmasseinventar angegebene Rückhaltung gemessen. Diese Werte beziehen sich auf einen relativ ungestörten Verlauf ohne Resuspension.

**Tabelle 5-10: Phebus-Experiment FPT1 Ausmaß der Rückhaltung im Testkreislauf nach /JAC 00/**

Ort	leichtflüchtige	schwerflüchtige
	Spaltprodukte [% des Anfangsmasseinventars]	
Oberes Plenum	5 – 26	0,3 – 0,6
Heiße Leitung	5 – 20	---
Dampferzeuger	5 – 20	0,1
Kalte Leitung	0,5 – 0,7	---

### 5.4.5.3 Freisetzung von Spaltprodukten außerhalb des Reaktorkühlkreislaufs

Wird die Kernschmelze nach Verlassen des RDB nicht oder nicht sofort in eine kühlbare Konfiguration überführt, so reagiert diese mit dem Boden des umgebenden Raumes im SHB – der Reaktorgrube bei DWR bzw. dem Steuerstabantriebsraum bei SWR. Besteht der Boden aus Beton (alle DWR und SWR-72), kommt es zu einer Wechselwirkung, bei der kontinuierlich Gase aus der Betonzersetzung freigesetzt werden (Wasserdampf, Wasserstoff, CO, CO<sub>2</sub> abhängig von der Betonzusammensetzung). Insbesondere zu Beginn der Schmelze-Beton-Wechselwirkung, wenn die Temperatur der Schmelze noch hoch (bedingt durch Energieeintrag aus der Oxidation von Metallen) und die Gasdurchströmung groß sind, ist mit einer verstärkten Freisetzung aerosolförmiger Spaltprodukte zu rechnen. Langfristig kommt es zu einer signifikanten Abkühlung der Schmelze und die Freisetzung von Spaltprodukten lässt stark nach. Ob es zu einem Stillstand der Erosion kommt, hängt u. a. von der Geometrie der betroffenen Räume, der Masse und Dicke der Schmelzschicht und einer möglichen Überdeckung mit Wasser ab.

Tabelle 5-11 gibt einige der für die Erosion und die Spaltproduktfreisetzung wesentlichen Betonparameter an. Alle integralen Unfallablaufprogramme enthalten Modelle zur Berechnung dieser Freisetzung. Wegen der komplexen Vorgänge bei der Schmelze-Beton Wechselwirkung sind diese Rechnungen unsicher, und es kann alternativ auch direkt auf Messwerte zurückgegriffen werden. Tabelle 5-12 gibt einige der im Rahmen des ACE-Programms ermittelten Werte wieder. Die Spaltproduktfreisetzung ist stark vom Energieeintrag durch Oxidation des restlichen noch metallischen Zr abhängig. Die Spalte „DWR silikatischer Beton“ gibt den

aus zwei Experimenten, mit 30 % und mit 70 % des ursprünglichen Zr, sich ergebenden Freisetzungsbereich an. Mit 70 % Zr Inventar ergeben sich wesentlich höhere Freisetzungen.

**Tabelle 5-11: Eigenschaften verschiedener Betonzusammensetzungen nach /FIN 97/**

Eigenschaft	Silikatische Zuschläge	Silikatische und kalzinitische Zuschläge	Kalzinitische Zuschläge
Erstarrungstemperatur (solidus) [K]	1403	1393	1495
Verflüssigungstemperatur (liquidus) [K]	1523	1568	1577
Wasseranteil [%]	3,7	6	6
CO <sub>2</sub> Anteil [%]	4,2	21	33

**Tabelle 5-12: Abschätzung des Anteils der Freisetzung bei anhaltender Schmelze-Beton-Wechselwirkung (bezogen auf das Masseinventar in der Schmelze vor dem Start der Schmelze-Beton-Wechselwirkung nach /FIN 97/)**

Spaltproduktgruppe	DWR (sil)	DWR (kalk)	SWR (sil)	SWR (ka)
Sr	$1,8 \cdot 10^{-5} - 2,2 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$3,5 \cdot 10^{-3}$	$9,8 \cdot 10^{-4}$
Ba	$2,9 \cdot 10^{-5} - 1,8 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$
La	$3,0 \cdot 10^{-6} - 1,0 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$5,6 \cdot 10^{-5}$
Te	$1,4 \cdot 10^{-1} - 6,3 \cdot 10^{-1}$	$7,6 \cdot 10^{-1}$	$5,9 \cdot 10^{-1}$	$2,3 \cdot 10^{-1}$
Mo	$5,1 \cdot 10^{-3} - 7,0 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$2,8 \cdot 10^{-3}$
Ru	$- 1,6 \cdot 10^{-5}$	---	---	---

#### 5.4.5.4 Rückhaltung von Spaltprodukten im Sicherheitsbehälter

Die Rückhaltung von Spaltprodukten im SHB erfolgt im Wesentlichen infolge der Schwerkraft und des Wachstums der Aerosole. Da das Wachstum der Aerosole von der Aerosolkonzentration abhängt, hängt die Abscheiderate auch von der Gesamtfreisetzung an Aerosolen (aktiven und nicht-aktiven) ab. Außerdem hängt die Aerosolabscheidung stark von den Kondensationsbedingungen an den Partikeln ab. Zusätzlich sind eventuell Systeme wie Sprühsystem und Wasservorlagen (Kondensationskammer beim SWR) zu betrachten.

Bei den im nachfolgenden angeführten typischen Abscheideraten ist zu bedenken, dass sich sehr rasch im SHB Misch-aerosole bilden, sodass die Abscheidung nicht elementabhängig ist. Tabelle 5-13 gibt den Bereich gemessener Rückhaltefaktoren wieder.

Lediglich für die Behandlung der Jodabscheidung sind wegen der komplexen Chemie (gasförmige und aerosolförmige Komponenten in der Gasphase, Gleichgewichtsprozesse zwischen Wasser- und Gasphase, Hydrolysereaktionen in der Wasserphase, Oxidationsvorgänge in der Gasphase, Reaktionen mit Steuerstabmaterial, dem Eisen des Kühlkreislaufes und organischen Materialien) über die aerosolphysikalische Behandlung hinausgehende Betrachtungen notwendig. Dies ist allerdings derzeit mit integralen Rechenprogrammen nur beschränkt möglich. Mögliche Bandbreiten von Wahrscheinlichkeiten der Abscheidemengen für elementares und organisches Jod sind im Kapitel 7 in /DAT 05/ angegeben.

**Tabelle 5-13: Typische Rückhaltefaktoren im SHB für Wasservorlagen und natürliche Prozesse**

Prozess	Faktor	Referenz
Natürliche Ablagerung	100 (trocken) – 10000 (Dampf) in 5 h	VANAM-Versuche /KANN 93/
	>10 in 3 h	Phebus FPT1 /EVR 00/
Durchströmung durch Wasservorlagen	1 – 7000 (abhängig von Dampfanteil, Wassertiefe und Temperatur)	EPRI-Versuche /FIS 98/
	3 – 40	Poseidon-Versuche /FIS 98/

### 5.4.6 Unsicherheitsbetrachtung

In einer qualitativen Diskussion ist darzulegen, von welcher Art und welcher Größe die wesentlichen Unsicherheiten der ermittelten Quellterme sind. Dabei ist u. a. auch auf die unterschiedlichen Jodverbindungen einzugehen.

## 5.5 ÜBERTRAGBARKEIT DER PSA DER STUFE 2

Bei der Erstellung oder auch bei der Ergebnisbewertung einer PSA der Stufe 2 kann es hilfreich sein, auf eine bereits bestehende PSA zurückzugreifen. Deshalb sollen im Folgenden die Randbedingungen, unter denen eine Übertragung von Level 2-Ergebnissen aus anderen PSA möglich ist, definiert werden.

Im Rahmen einer PSA der Stufe 2 werden zahlreiche Teilanalysen durchgeführt, die zum Gesamtergebnis beitragen. Teilanalysen sind zum Beispiel deterministische integrale Unfallablaufanalysen, deterministische Einzelanalysen, der Aufbau des Ereignisbaumes, probabilistische Bewertungen einzelner Phänomene, oder auch die Überlegungen zur Definition von Freisetzungskategorien. Die Summe aller Teilanalysen ergibt die komplette PSA der Stufe 2.

Auch wenn sich zwei Anlagen unterscheiden, kann davon ausgegangen werden, dass einige Teilanalysen übertragbar sind. Wenn eine oder mehrere Teilanalysen aus einer bestehenden PSA übertragen werden, kann dies eine erhebliche Aufwandsreduzierung bedeuten.

Anlageneigenschaften, wie z. B. die thermische Reaktorleistung, das SHB-Volumen oder die Zirkonmasse des Reaktorkernes werden gelegentlich zueinander in Beziehung gesetzt und als Indikatoren für den Verlauf von Kernschmelzabläufen verwendet. Eine Übereinstimmung derartiger genereller Anlageneigenschaften ist kein ausreichender Hinweis auf die Übertragbarkeit von Ergebnissen der PSA der Stufe 2.

Generell ist eine Übertragung nur dann zulässig, wenn die vorhandene Teilanalyse die Anforderungen an Prüfbarkeit und Nachvollziehbarkeit erfüllt bzw. aus der vorhandenen Teilanalyse auf die Ähnlichkeit zum Untersuchungsgegenstand in ausreichender Weise geschlossen werden kann und hinsichtlich der untersuchten Fragestellung im Wesentlichen dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Dies schließt Modelle und Rechencodes hinsichtlich ihres Anwendungs- und Gültigkeitsbereichs ebenso ein.

Des Weiteren muss für die Übertragbarkeit von Ergebnissen aus der Analyse einer Anlage A auf eine Anlage B eine der beiden folgenden Bedingungen erfüllt sein:

- Die für die vorhandene Teilanalyse geltenden Anfangs- und Randbedingungen und Eingabeparameter aus Anlage A gelten in ausreichender Näherung auch in Anlage B. In diesem Falle können die Ergebnisse der Teilanalyse unmittelbar übernommen werden.
- Die vorhandene Teilanalyse kann durch Anpassung von Parametern auf die Anlage B übertragen werden, ohne dass sie ihren Gültigkeitsbereich verlässt. In diesem Falle müssen die Ergebnisse der Teilanalyse mit den zutreffenden Parametern neu ermittelt werden.

Falls nur einzelne Anfangs- und Randbedingungen in Anlage B in begrenztem Maße von denen in Anlage A abweichen, kann versucht werden abzuschätzen, wie sich die Ergebnisse für Anlage B gegenüber denen für Anlage A verschieben.

Die Übertragung probabilistischer Resultate – auch von Zwischen- und Teilresultaten – von Anlage A auf Anlage B ist unter folgenden Voraussetzungen zulässig:

- Alle Teilanalysen (s. vorhergehender Abschnitt), die zu dem jeweiligen Resultat beitragen, sind übertragbar.
- In der neu zu untersuchenden Anlage B bestehen nur solche Kernschadenzustände, Anlageneigenschaften oder Vorgänge mit Einfluss auf die jeweiligen probabilistischen Resultate, die auch in der bereits vorliegenden PSA der Stufe 1 der Anlage B berücksichtigt wurden; ggf. kann Letztere in geeigneter Weise entsprechend der PSA der Anlage A erweitert werden.

Der Nachweis über das Vorliegen der zweiten Voraussetzung ist praktisch gleichbedeutend mit einem Vollständigkeitsnachweis, der naturgemäß schwierig zu erbringen ist. Dieser Nachweis gilt als geführt, wenn für alle in den vorliegenden PSA-Fachbänden genannten und zu dem jeweiligen Resultat beitragenden Aspekte, die bei einer Neuerstellung einer PSA zu berücksichtigen sind, nachgewiesen ist, dass sie in beiden Anlagen gleichartig sind.

## **5.6 DOKUMENTATION UND ERGEBNISDARSTELLUNG**

### **5.6.1 Dokumentation**

Die durchgeführten Analysen für die PSA der Stufe 2 einschließlich der herangezogenen Grundlagen sind generell detailliert in Berichtsform zu dokumentieren. Dabei sollen alle Informationen über die verwendeten Methoden, die vorgenommenen Untersuchungen einschließlich den zugrunde liegenden Annahmen und Voraussetzungen, sowie die gewonnenen Erkenntnisse und gezogenen Schlussfolgerungen in der Dokumentation enthalten sein, so dass damit die PSA der Stufe 2 nachvollzogen und geprüft werden kann. Sekundärunterlagen sind zu zitieren und für eine Begutachtung bereitzuhalten.

Generelle Hinweise hinsichtlich der Anforderungen an die Zielsetzungen, die Gliederung und die Erstellung der Dokumentation sind in Abschnitt 7.1 enthalten. Im nachfolgenden Abschnitt werden nur spezifische Gesichtspunkte einer PSA der Stufe 2 behandelt.

### **5.6.2 Ergebnisdarstellung der PSA der Stufe 2**

Ergebnisse einer PSA der Stufe 2 sind stets mit Unsicherheiten behaftet. Diese werden in der Ereignisbaumanalyse entsprechend den Hinweisen im Abschnitt 5.3.5 im Rahmen einer Monte-Carlo-Simulation bearbeitet. Folglich sind auch die Resultate – d. h. die bedingten Wahrscheinlichkeiten und die Häufigkeiten für bestimmte Unfallabläufe oder Endzustände – mit Unsicherheiten versehen. Diese Resultate mit ihren Verteilungen sind in geeigneter Weise – z. B. mit Angaben zu Fraktile oder graphischen Abbildungen – darzustellen; einzelne Ergebnisse können als Erwartungswerte oder Punktwerte (z. B. Importanzen und Sensitivitäten) ausgewiesen werden.

#### **5.6.2.1 Darstellung und Interpretation der Kernschadenzustände**

Die Beschreibung der in der PSA der Stufe 2 verwendeten Kernschadenzustände enthält:

- eine Tabelle der berücksichtigten Merkmale der Kernschadenzustände (vgl. Definitionen der Merkmale in Abschnitt 5.2),
- eine vollständige Tabelle aller nach den Merkmalen unterschiedenen Kernschadenzustände einschließlich ihrer Häufigkeiten und deren Unsicherheit (ggf. als Anhang zum Bericht),
- falls nicht alle Kernschadenzustände aus der PSA der Stufe 1 berücksichtigt werden: eine Darstellung des Vorgehens zur Auswahl derjenigen Kernschadenzustände, die der PSA der Stufe 2 zugrunde gelegt werden,
- gegebenenfalls Tabellen, die die Kernschadenzustände zur Ergebnisdarstellung in aussagefähige Gruppen (z. B. Zustände mit hohem/niedrigem RDB-Druck, Zustände nach verschiedenen einleitenden Ereignissen, usw.) zusammenfassen.

#### **5.6.2.2 Darstellung der Ergebnisse der deterministischen Analysen**

Die wesentlichen Resultate der integralen deterministischen Analysen für charakteristische Unfallabläufe, wie die Schlüsselparameter der Abläufe (z. B. Druck, Temperatur, Erzeugung brennbarer Gase) und die Abfolge wichtiger Ereignisse (Phänomene und Vorgänge), sind als Verlauf der Zeit darzustellen und die vorgenommene Bewertung hinsichtlich der Verwendung in der UAB-Analyse ist anzugeben.

Dies gilt in analoger Weise bei der Durchführung von Einzelanalysen (z. B. Strukturanalyse).

Zur Berücksichtigung der Unsicherheiten bei deterministischen Analysen sind Variationen vorzunehmen, deren Ergebnisse darzustellen sind (vgl. Abschnitt 5.3.3).

### 5.6.2.3 Darstellung der Ergebnisse der UAB-Analyse

Die Ausweisung der Ergebnisse der UAB-Analyse soll wie folgt vorgenommen werden:

- Die Abfragen (Verzweigungen) im UAB einschließlich ihrer Konsequenzen sind darzustellen.
- Die verwendeten Verzweigungswahrscheinlichkeiten sind, z. B. tabellarisch, darzustellen und ihre Herleitung ist zu dokumentieren.
- Für jeden Kernschadenzustand sind die jeweiligen Unfallablaufbäume (Rechenergebnisse) zu dokumentieren.

### 5.6.2.4 Freisetzungskategorien

Die Darstellung der Ergebnisse aus der Zusammenfassung der Anlagenschadenzustände zu Freisetzungskategorien soll folgende Aspekte umfassen:

- Beschreibung des Freisetzungspfades und des Zeitbereiches bis zum Eintreten der Freisetzung,
- Beschreibung der wesentlichen Merkmale des mit der Freisetzungskategorie verbundenen Anlagenschadenzustandes,
- Angabe der Häufigkeiten der Freisetzungskategorien.

### 5.6.2.5 Darstellung und Interpretation der ermittelten Quellterme

Jeder Freisetzungskategorie ist ein Quellterm zugeordnet. Die ermittelten Quellterme an die Umgebung sind als integrale bzw. zeitabhängige Freisetzung der relevanten Nuklide für jede Freisetzungskategorie einschließlich der zugehörigen Freisetzungspfade und -orte darzustellen. Bandbreiten bzw. Unsicherheiten dieser Angaben zur Freisetzung sind auszuweisen.

### 5.6.2.6 Interpretation der Ergebnisse der UAB-Analyse

Die Ergebnisse der UAB-Analyse können je nach Zielstellung der Ergebnisauswertung in Beziehung gesetzt und interpretiert werden, z. B.:

- Beitrag einzelner auslösender Ereignisse und/oder Systemausfälle zu den Freisetzungskategorien (Verbindung zur PSA der Stufe 1),
- Beitrag einzelner Kernschadenzustände zu den Freisetzungskategorien,
- Beitrag einzelner Phänomene des UAB zu den Freisetzungskategorien,
- Beitrag einzelner untersuchter mitigativer Notfallmaßnahmen zu den Freisetzungskategorien.

Werden entsprechende Importanzanalysen durchgeführt, so sollten die Ergebnisse in möglichst übersichtlicher Form graphisch und/oder tabellarisch dargestellt werden.

### 5.6.2.7 Quelltermrisiko

Die typischen Ergebnisse der Stufe 2 einer PSA beschränken sich im Wesentlichen auf die Anlage und dabei auf die bedingten Wahrscheinlichkeiten für verschiedene Versagensarten des Sicherheitsbehälters, die relativen Häufigkeiten verschiedener Arten radiologischer Freisetzungen und deren Freisetzungsmerkmale. Eine Ergebnisdarstellung unter Einschluss von Quelltermrisiko-Werten kann aber die potentiellen Konsequenzen für die Umgebung besser abbilden und ist damit besser als Maßstab für Risiko-Nutzen-Bewertungen von potenziellen Anlagenänderungen und sicherheitsrelevanten Maßnahmen geeignet als Häufigkeiten von Freisetzungskategorien oder Häufigkeiten großer, früher Freisetzungen allein. Der Grund hierfür ist, dass keine Beschränkung auf bestimmte Freisetzungskategorien und keine Anwendung einer festgesetzten Grenze zwischen „großen“ und „kleinen“ bzw. „frühen“ und „späten“ Freisetzungen erfolgt. Aus diesem Grund wird empfohlen, Ergebnisse der PSA neben den anderen Darstellungsformen auch in Form eines „Quelltermrisikos“ zu dokumentieren.

Das Quelltermrisiko als integrale Größe definiert das Risiko als Produkt der Menge der aus der Anlage freigesetzten radioaktiven Stoffe und deren Häufigkeit pro Jahr, summiert über alle möglichen Freisetzungskategorien. Diese Risikodefinition ermöglicht, die globalen Konsequenzen potentieller Anlagenänderungen und die risikorelevanz von Maßnahmen zu bewerten.

Die Größe des Quellterms kann in unterschiedlicher Weise in das Quelltermrisiko eingehen. Dies kann zum einen anhand eines Leitnuklids geschehen. Hierbei wird die Betrachtung auf das Leitnuklid beschränkt; wenn dieses geeignet gewählt ist, stellt das so ermittelte Quelltermrisiko jedoch ein relativ gutes Maß für das Risikoniveau dar. Als Leitnuklid bietet sich wegen seiner großen Bedeutung für die Langzeitfolgen und wegen seiner verbreiteten Verwendung bei Zielwerten vor allem Cäsium an. Alternativ kann Jod verwendet werden, dessen Freisetzungsquantifizierung wegen der komplexen Jod-Chemie allerdings mit größeren Unsicherheiten verbunden ist. Eine relativ anschauliche Größe, die die Bedeutung der Freisetzung angemessen wiedergibt und die in dem meisten für deutsche Kernkraftwerke durchgeführten PSA der Stufe 2 verwendet wurde, ist der „Massenanteil am Kerninventar“. In ähnlicher Weise kann auch die freigesetzte Masse (in kg) des Leitnuklids direkt verwendet werden.

Zum anderen kann die Größe des Quellterms in Form der Aktivität (in Becquerel) eingesetzt werden. Dies kann wiederum anhand eines Leitnuklids (oder mehrerer) geschehen oder auch in Form des Gesamt-Aktivitätsrisikos. Das Gesamt-Aktivitätsrisiko hat den Vorteil, dass im Quelltermrisiko alle repräsentativen, risikorelevanten Radionuklide berücksichtigt werden. Sofern die verschiedenen Nuklide hierbei nicht unterschiedlich, sondern gleich gewichtet werden, werden hierbei allerdings unterschiedliche biologische Wirksamkeiten, Halbwertszeiten und Ausbreitungsverhalten außerhalb der Anlage außer Acht gelassen.

### 5.6.2.8 Unterstützung des anlagenexternen Notfallschutzes durch die Ergebnisse der Quelltermanalyse und der Unfallablaufanalyse

Der anlagenexterne Notfallschutz dient dem Schutz der Bevölkerung bei hohen Radionuklidfreisetzungen. Mögliche Maßnahmen sind z. B. die prophylaktische Einnahme von Jodtabletten, die Aufforderung zum Verbleiben in Gebäuden oder Evakuierungen. Die Maßnahmen erfordern Zeit für die Vorbereitung und Durchführung, und sie müssen vor der Strahlenexposition wirksam werden. Deshalb ist der anlagenexterne Notfallschutz bei einem Unfall auf möglichst frühzeitige Prognosen der Radionuklidfreisetzungen angewiesen.

PSA der Stufe 2 können wie folgt für den anlagenexternen Notfallschutz genutzt werden:

- Die Planung des anlagenexternen Notfallschutzes und Notfallübungen können Szenarien und Quellterme aus der PSA der Stufe 2 verwenden. Dabei ist es sinnvoll, die wahrscheinlicheren Szenarien besonders zu berücksichtigen,
- Die möglichst frühzeitige Prognose von Quelltermen während eines Unfallablaufes kann durch PSA-Ergebnisse unterstützt werden. Dabei können aus der PSA diejenigen Abläufe und Quellterme ausgewählt werden, die dem jeweils aktuell vorliegenden Anlagenzustand entsprechen.

Für diese Nutzung von Quelltermen aus einer PSA ist neben der Menge der freigesetzten Radionuklide insbesondere auch der Zeitverlauf der Freisetzung von Bedeutung.

## 5.7 LITERATUR

- /ALB 87/ Albrecht; H.: Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim LWR-Kernschmelzen, Abschlussbericht des SASCHA-Programms, Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 4264, Juni 1987.
- /ALP 86/ Alpert, D. J., et al.: Relative Importance of Individual Elements to Reactor accident Consequences Assuming Equal Release Fractions NUREG/CR-4467, SAND85-2575, März 1986.
- /BRE 00/ Breitung, W., et al.: Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety, State of the Art Report, NEA/CSNI/R(2000)7, Paris, August 2000.
- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-SCHR-38/05, Salzgitter, Oktober 2005.
- /EVR 00/ Evrard, J. M., B. Chaumont, B. Roussel, M. Durin: IPSN Level 2 Probabilistic Safety Assessment of 900 MW PWRs, Proceedings of 5<sup>th</sup> International Conf. Probabilistic Safety Assessment and Management, PSAM 5, Osaka, Japan, Nov. 27 - Dec. 1, 2000, Universal Academic Press Inc., Tokyo, Japan, Vol. 4, S. 2315 - 2320, ISBN 4-946443-64-9.

- /FIN 97/ Fink, J. K., et al.: Compilation, Analysis, and Interpretation of ACE Phase C and MACE Experimental Data: Volume II Aerosol Results ACEX TR-C-14, Prepared by EPRI, 1997.
- /FIS 98/ Fischer, K.: Modellierung von Abscheidevorgängen in Wasservorlagen, Abschlussbericht zum BMBF-Vorhaben 150 1086, Battelle Ingenieurtechnik GmbH, Eschborn, BT-R68.411-1, 1998.
- /GAU 00/ Gaunttet, R. O., et al.: MELCOR Computer Code Manual, Version 1.8.5, SNL, SAND2000-2417, Albuquerque, NM, Mai 2000.
- /GRI 89/ Griesmeyer., J. M.,L.N. Smith: A Reference Manual for the Event Progression Analysis Code (EVNTRE), NUREG/CR-5174, September 1989.
- /GRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (Hrsg.): Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland, GRS-175, (Entwurf), Köln, Oktober 2001, ISBN 3-931995-43-7.
- /IAEA 95/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 2), IAEA Safety Series No. 50-P-8, Wien, Juni 1995, ISBN 92-0-102195-X.
- /IAEA 10/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series No. SSG-4, Wien, 2010.
- /IAEA 02/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Review of Probabilistic Safety Assessments by Regulatory Bodies, IAEA Safety Reports Series No. 25, jointly sponsored by IAEA, OECD/NEA, Wien, 2002, ISBN 92-0-117502-7.
- /JAC 00/ Jacquemain, D., et al.: Phebus FPT1 Final Report, IRSN document IP/00/479, Dezember 2000.
- /KAN 93/ Kanzleiter, T.: Versuche zum Verhalten von Kernschmelzunfall-Aerosolen in einer Mehrraumgeometrie („VANAM-Versuche“), BMFT Vorhaben 150 0803, Battelle Institut e.V. Frankfurt, März 1993.
- /KER 98/ Kersting, E., H. Löffler: persönliche Mitteilung, 1998
- /KLE 00/ Klein-Heßling, W.: COCOSYS V1.2 Program Reference Manual, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-P-3/2, Januar 2000.
- /KLO 98/ Kloos, M., E. Hofer: SUSANA, the PC Version of the Software System for Uncertainty and Sensitivity Analysis of Results from Computer Models, Version 3.1, User's Guide and Tutorial, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, Juni 1998.
- /KOL 02/ Kollasko, H., et al.: Screening EPR PSA Level 2 with direct link to level 1 model, Proceedings of 6<sup>th</sup> International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 6, San Juan, Puerto Rico, USA, 23.-28. Juni 2002.
- /LER 01/ Lerchel, G., H. Austregesilo: ATHLET Mod1.2 Cycle D User's Manual, Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-P-1 / Vol. 1 Rev. 2b, Garching, September 2001.
- /MET 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS\_SCHR-37/05, Salzgitter, Oktober 2005.

- /NEA 97/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Level 2 PSA Methodology and Severe Accident Management, OCDE/GD (97)198, NEA/CSNI/R(97)11, Paris, 1997.
- /NRC 95/ U.S. Nuclear Reactor Commission (NRC): A Summary of ORNL Fission Product Release Tests with Recommended Release Rates and Diffusion Coefficients, NUREG/CR-6261, Juli 1995.
- /NRC 97/ U.S. Nuclear Reactor Commission (NRC): MELCOR 1.8.4 – Reference Manual, Washington, DC, Juli 1997.
- /ORT 91/ Ortiz, N. R., et al.: Use of expert judgement in NUREG-1150, Nuclear Engineering and Design 126, S. 313-331, 1991.
- /SON 99/ Sonnenkalb, M. : Application of MELCOR 1.8.4 for German PWR, 7<sup>th</sup> MCAP Annual Meeting, Albuquerque, New Mexico, 28.-30. April 1999.
- /SON 03/ Sonnenkalb, M.: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse, Vortrag auf dem Fachtagung der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, Forschungszentrum Karlsruhe, 25./26. September 2003.

## 6 DATEN ZUR QUANTIFIZIERUNG DER BRANDSPEZIFISCHEN EREIGNISABLAUF-DIAGRAMME (DB)

### 6.1 EINFÜHRUNG

Die Beschreibung der Methoden zur Durchführung einer probabilistischen Brandanalyse ist in /MET 05/ enthalten. Zur Quantifizierung des dort angegebenen Ereignisbaumes, der anlagenspezifisch an die Rahmenbedingungen der kritischen Brandbereiche anzupassen ist, benötigt man mindestens die folgenden Kenngrößen:

- Brandeintrittshäufigkeiten,
- Nichtverfügbarkeiten der aktiven und passiven Brandschutzeinrichtungen (anlagenspezifische und generische Daten),
- Ausfall bzw. Nichtverfügbarkeiten von Personalhandlungen bei der Brandbekämpfung.

Grundsätzlich ist die Brandeintrittshäufigkeit auf Basis der Betriebserfahrung zu ermitteln. Dabei sind soweit wie möglich anlagenspezifische Daten zu verwenden. Sofern auf generische Daten und Informationen zurückgegriffen werden muss, ist die Übertragbarkeit dieser Daten auf die anlagenspezifischen Gegebenheiten und Randbedingungen zu prüfen. Abweichungen sind mittels ingenieurmäßiger Bewertungen zu berücksichtigen (vgl. Kapitel 5). Dies gilt auch für die Daten, die Nichtverfügbarkeiten in Verbindung mit Personalhandlungen beinhalten, z.B. Daten zur Branderkennung und -meldung durch Personen. In Abhängigkeit von den spezifischen Raumgegebenheiten verwendbare generische Daten sind in den nachfolgenden Abschnitten zusammengestellt.

### 6.2 BRANDEINTRITTSHÄUFIGKEIT

Für die Daten zur Brandeintrittshäufigkeit können sowohl die US-amerikanischen Datenbanken (/PLC 91/, /SOH 99/, /EPR 01/ und /EPR 13/) als auch die internationale Datenbank OECD FIRE /NEA 14/ Anwendung finden. Die in /PLC 91/ beschriebene Datenbank gilt für einen Zeitraum von 1270 Anlagenbetriebsjahren (480 SWR- und 790 DWR-Anlagenjahre). Für 11 Anlagenbereiche bzw. Brandabschnitte sind die Anzahl der beobachteten Brände während des Leistungsbetriebes und die Brandhäufigkeiten  $F_i$  [Brände / Anlagenjahr], aufgeteilt auf die Hauptzündquellen im Brandabschnitt, angegeben (s. Tabelle 6-1 und Tabelle 6-2). Generell ist die Übertragbarkeit der Eingangsdaten zu überprüfen.

Es gibt Fälle, in denen eine Übertragbarkeit amerikanischer Daten nicht bzw. nicht unmittelbar gegeben ist. In solchen Fällen ist auf andere Datenbanken oder Methoden, wie z.B. auf die Ermittlung der Entzündungshäufigkeit unter Berücksichtigung der anlagenspezifischen Gegebenheiten, zurückzugreifen.

Um in einem einzelnen Raum eines Brandabschnitts oder -bekämpfungsabschnitts die Brandeintrittshäufigkeit zu ermitteln, ist es notwendig, die Häufigkeitsangaben der Tabelle 6-1 entsprechend umzurechnen. Zunächst wird der Häufigkeitsanteil auf Basis der wesentlichen potentiellen Zündquellen ermittelt. Dabei wird grundsätzlich davon ausgegangen, dass die in Tabelle 6-1 aufgeführten Anlagenbereiche nicht für mehr als eine Anlage benutzt werden. Bei den aufgeführten Gebäuden "Hilfsanlagegebäude", "Reaktorgebäude" und "Maschinenhaus" wird die für das Gesamtgebäude angegebene Häufigkeit im Verhältnis der Anzahl der Hauptzündquellen auf den interessierenden Raumbereich umgerechnet. Hierzu sind diese Hauptzündquellen sowohl im interessierenden Raumbereich als auch im Gesamtgebäude zu zählen und das Zahlenverhältnis zu berechnen. Für alle mit einem Raumtyp ausgewiesenen Bereiche werden die Häufigkeitsangaben auf die Anzahl der Räume eines bestimmten Typs anteilig aufgeteilt. Anders ist beim Raumtyp "Notstromdieselraum" vorzugehen.

Wie Tabelle 6-1 zeigt, sind entsprechend der US-amerikanischen Anlagentechnik "E- und Leittechnik-schränke (electrical cabinets)" als Hauptzündquelle auch Gebäudeteilen, wie Reaktorgebäude, Hilfsanlagegebäude etc., zugeordnet. Da im Gegensatz hierzu bei deutscher Anlagentechnik solche Schränke überwiegend im Schaltanlagegebäude aufgestellt sind, sind diese Häufigkeitsanteile insgesamt dem Raumtyp "Schaltanlagenraum" zuzuschlagen. Anlagenunterschiede finden sich auch in /NEA 14/.

Die für den zu analysierenden Brandbereich aus den wesentlichen Zündquellen ermittelten Brandeintrittshäufigkeiten addieren sich zur gesamten Brandeintrittshäufigkeit des Anlagenbereichs.

Zu den aus den wesentlichen Zündquellen errechneten Brandeintrittshäufigkeiten sind zusätzlich die sich aus den sonstigen Zündquellen bzw. Brandlasten nach Tabelle 6-2 ergebenden Brandeintrittshäufigkeiten zu addieren. Die für einen zu analysierenden Brandbereich (i. A. Brandabschnitt oder Brandbekämpfungsab-

schnitt) anzusetzenden additiven Beiträge berechnen sich aus den Häufigkeiten nach Tabelle 6-2, multipliziert mit den in der gleichen Tabelle angegebenen Wichtungsfaktoren. Die Beiträge sind über alle im zu analysierenden Brandbereich zu unterstellenden Zündquellen bzw. Brandlasten zu summieren.

Die so ermittelten Brandeintrittshäufigkeiten stellen generische Daten dar, die entsprechend den in /MET 05/ beschriebenen Methoden mit deutschen anlagenspezifischen und ggf. generischen Daten zu überlagern sind.

Ein anderer Ansatz zur Ermittlung der Brandeintrittshäufigkeit analysiert grundsätzlich die Brandmöglichkeiten in allen Räumen eines Gebäudes /MET 05/. Bei Durchführung entsprechender Detailanalysen werden anlagenspezifische Informationen zu jedem Raum benötigt.

**Tabelle 6-1: Brandeintrittshäufigkeiten während des Leistungsbetriebes, zugeordnet zu Hauptzündquellen und Anlagenbereichen nach /PLC91/**

Anlagenbereich	Hauptzündquelle	Anzahl der Brände	Brandhäufigkeit (1, 2) $F_f$ (Brände / a)
Hilfsanlagegebäude (DWR)	E- und Leittechniksschränke	15	$1,9 \cdot 10^{-2}$
	Pumpen	15	$1,9 \cdot 10^{-2}$
Reaktorgebäude (SWR)	E- und Leittechniksschränke	24	$5,0 \cdot 10^{-2}$
	Pumpen	12	$2,5 \cdot 10^{-2}$
Notstromdieselraum	Notstromdiesel	65	$2,6 \cdot 10^{-2}$
	E- und Leittechniksschränke	6	$2,4 \cdot 10^{-3}$
Schaltanlagenraum	E- und Leittechniksschränke	19	$1,5 \cdot 10^{-2}$
Batterieraum	Batterien	4	$3,2 \cdot 10^{-3}$
Warte	E- und Leittechniksschränke	12	$9,5 \cdot 10^{-3}$
Kabelverteilteraum	E- und Leittechniksschränke	4	$3,2 \cdot 10^{-3}$
Nebenkühlwasserpumpenraum	E- und Leittechniksschränke	3	$2,4 \cdot 10^{-3}$
	Löschpumpen	5	$4,0 \cdot 10^{-3}$
	Sonstige	4	$3,2 \cdot 10^{-3}$
Maschinenhaus	T/G Erreger	5	$4,0 \cdot 10^{-3}$
	T/G Öl	17	$1,3 \cdot 10^{-2}$
	T/G Wasserstoff	7	$5,5 \cdot 10^{-3}$
	E- und Leittechniksschränke	16	$1,3 \cdot 10^{-2}$
	Sonstige Pumpen	8	$6,3 \cdot 10^{-3}$
	Hauptspeisewasserpumpen	10	$4,0 \cdot 10^{-3}$
	Heizkessel	2	$1,6 \cdot 10^{-3}$
Radioaktiver Abfallbereich	Verschiedene Komponenten	11	$8,7 \cdot 10^{-3}$
Transformatorenfeld (im Freien)	Maschinentransformator	5	$4,0 \cdot 10^{-3}$
	Eigenbedarfstransformator	2	$1,6 \cdot 10^{-3}$
	Wandler (Sonstige)	19	$1,5 \cdot 10^{-2}$

**Tabelle 6-2: Brandeintrittshäufigkeiten während des Leistungsbetriebes, zugeordnet zu sonstigen Zündquellen nach /PLC 91/**

Anlagenbereich	Sonstige Zündquellen / Brandlast	Anzuwendender Wichtungsfaktor WF für den Fall	Anzahl der Brände	Brandhäufigkeit (1, 2) $F_f$ (Brände / a)
Gesamtanlage	Brandschutztafeln	A	3	$2,4 \cdot 10^{-3}$
	Rotierende Umformer	A	7	$5,5 \cdot 10^{-3}$
	Nichtqualifizierte Kabeltrassen	B	8	$6,3 \cdot 10^{-3}$
	Kabelabzweig für qualifizierte Kabel	B	2	$1,6 \cdot 10^{-3}$
	Kabelabzweig für nichtqualifizierte Kabel	B	2	$1,6 \cdot 10^{-3}$
	Transformatoren (im Raum)	A	10	$7,9 \cdot 10^{-3}$
	Batterieladegeräte	A	5	$4,0 \cdot 10^{-3}$
	Abgas / H <sub>2</sub> -Rekombinator	A	41	$8,6 \cdot 10^{-2}$
	Wasserstofftanks	A	4	$3,2 \cdot 10^{-3}$
	Andere H <sub>2</sub> -Systeme	A	4	$3,2 \cdot 10^{-3}$
	Gasturbinen	A	4	$3,1 \cdot 10^{-2}$ (5)
	Kompressoren	A	6	$4,7 \cdot 10^{-3}$
	Ventilationsuntersysteme	A	12	$9,5 \cdot 10^{-3}$
	Aufzüge	A	8	$6,3 \cdot 10^{-3}$
	Trockner	A	11	$8,7 \cdot 10^{-3}$
	Mobile Zündquellen	D	13	$1,3 \cdot 10^{-3}$ (3, 4)
	Kabelbrände, verursacht durch Schweißen	C	4	$5,1 \cdot 10^{-3}$ (4)
	Brände, verursacht durch Schweißen und Schneiden	C	20	$3,1 \cdot 10^{-2}$ (4)

**Erläuterungen zu Tabelle 6-1 und Tabelle 6-2:**

- (1) Häufigkeiten gelten, wenn nicht anders angegeben, pro Reaktorjahr (Datei gilt bis 31.12.1988)
- (2) Häufigkeiten gelten für den Anteil der Zündquellen pro Jahr
- (3) Repräsentiert ein Ereignis; 13 Transientenereignisse sind durch den Wichtungsfaktor berücksichtigt
- (4) Repräsentiert Jahre bei Leistungsbetrieb
- (5) Repräsentiert ca. 130 Gasturbinenbetriebsjahre

Fall A:  $WF = \frac{\text{Anzahl der Zündquellen im interessierenden Brandbereich}}{\text{Anzahl der Zündquellen in allen Anlagebereichen}}$

Fall B:  $WF = \frac{\text{Gewicht der Kabelisolierung im interessierenden Brandbereich}}{\text{Gewicht der Kabelisolierung in allen Anlagebereichen}}$

Ausgeschlossen: Containment und radioaktiver Abfallbereich

Fall C:  $WF = \frac{1}{\text{Anzahl der relevanten Brandbereiche}}$

Fall D:  $WF = \frac{\sum \text{Anzahl der Zündquellen im Brandbereich}}{\text{Anzahl der relevanten Brandbereiche}}$

Beobachtete Anzahl von Zündquellen bei mobilen Brandlasten:

- 2 Zigarettenrauchen
- 4 Verlängerungskabel
- 3 Heizgerät
- 1 Kerze
- 2 Überhitzen
- 1 Heiße Rohrleitung

Die Summation im Fall D erstreckt sich über alle tatsächlich vorhandenen Zündquellen mobiler Brandlasten.

**Tabelle 6-3: Kennwerte im Verfahren von Berry /BER 79/**

Beschreibung der Kennwerte		Werte der Kennwerte	
		qualitativ	quantitativ
$A_i$	Kennwerte zur Charakterisierung der Zündquellen im Raum i;	$A_i = 1 - (1 - A_{i1}) \cdot (1 - A_{i2}) \cdot (1 - A_{i3})$	
$A_i^{11}$	Dauer der Anwesenheit von Personen im Raum i (Personen als Zündquelle)	ständig	0,70
		meistens	0,70
		ein Drittel der Zeit	0,30
		während der Rundgänge	0,20
		selten	0,10
$A_i^{12}$	Umfang der mechanischen Einrichtungen im Raum i	groß	0,50
		mittel	0,30
		gering	0,10
$A_i^{13}$	Umfang der elektrischen Einrichtungen im Raum i	groß	0,30
		mittel	0,10
		gering	0,05
$P_i$	Kennwerte für das Entstehen eines Leitfeuers im Raum i	$P_i = A_i \cdot B_i \cdot (1 - C_{i1} \cdot C_{i2}) \cdot (1 - F_i)$	

B <sup>i</sup>	Entzündungswahrscheinlichkeit	Flammpunkt < 20 °C	1,00
		20 °C < Flammpunkt < 250 °C	0,10
		Flammpunkt > 250 °C	0,01
		andere Fälle	0,01
C <sup>1</sup>	Dauer der Anwesenheit von Personen im Raum i (Brandmeldung durch Personen)	ständig	0,99
		meistens	0,95
		ein Drittel der Zeit	0,90
		während der Rundgänge	0,10
C <sup>2</sup>	Löschwahrscheinlichkeit (ohne Hilfsmittel vor Ort, nur in Abhängigkeit vom Flammpunkt)	Flammpunkt < 20 °C	0,50
		20 °C < Flammpunkt < 250 °C	0,90
		Flammpunkt > 250 °C	0,99
		andere Fälle	0,99
F <sup>i</sup>	Verteilung der Brandlasten im Raum (erlischt Feuer von selbst?)	im ganzen Raum verteilt	0,02
		im überwiegenden Teil	0,20
		in der Hälfte des Raumes	0,50
		in einem begrenzten Teil	0,90
		keine Brandlast	0,95

Die Brandeintrittshäufigkeit  $H_k$  im Raum  $k$  des betrachteten Gebäudes ergibt sich dann zu:

$$H_k = \frac{H \cdot P_k}{\sum_{i=1}^n P_i} \quad \text{Gl. 1}$$

Dabei ist  $H$  die Brandeintrittshäufigkeit für das Gebäude. Bei Verwendung des in /MET 05/ beschriebenen kombinierten Auswahlverfahrens wird  $H = 1$  gesetzt, da nur relative Brandeintrittshäufigkeiten benötigt werden. Die weiteren benötigten Werte zur Berechnung der Häufigkeiten  $H_k$  ergeben sich dann aus Tabelle 6-3.

## 6.3 QUANTIFIZIERUNG DES BRANDSPEZIFISCHEN EREIGNISBAUMES

### 6.3.1 Brandmeldung

Bei der Brandmeldung wird zwischen früher und später Brandmeldung unterschieden (Verzweigungspunkt M1 und M2 im Ereignisbaum wie in /MET 05/ beschrieben). Unter der frühen Brandmeldung wird die Meldung des Brandes durch automatische Brandmeldeanlagen oder vor Ort anwesende Personen direkt aus dem betroffenen Raumbereich in der Brandentstehungs- bzw. Brandausbreitungsphase verstanden. Die späte Brandmeldung umfasst die Meldung durch automatische Brandmeldeanlagen oder durch in Nachbarbereichen bzw. Nachbarräumen anwesende bzw. ggf. zu einem späteren Zeitpunkt im Brandbereich eintreffende Personen sowie durch indirekte Hinweise auf der Warte durch Ausfall- und Störsignale aus dem Brandraum und aus angrenzenden Bereichen in der Vollbrandphase.

In Tabelle 6-4 sind die Nichtverfügbarkeiten pro Anforderung sowohl für die Brandentstehungs- und -ausbreitungsphase als auch für die Vollbrandphase angegeben.

Bei Brandmeldeanlagen mit mehr als einem Brandmelder pro Raum oder Objekt bzw. diversitären Meldern oder Meldeanlagen mit mehr als einer Meldeleitung gelten andere Nichtverfügbarkeiten, die anlagen- (d.h. raum- oder objekt-) bezogen zu ermitteln sind.

Die Zahlenwerte für die frühe und späte Brandmeldung durch anwesende Personen basieren auf US-amerikanischen Daten (s. u. a. /BER 79/). Im Fall der Verfügbarkeit abgesicherter neuerer Daten sind diese zu verwenden.

Zur Früherkennung von Bränden sind automatische Brandmelder installiert. Es werden folgende Meldertypen verwendet:

- Ionisationsrauchmelder,
- optische Rauchmelder,
- Infrarot-Flammenmelder,
- Wärmedifferentialmelder,

- Mehrkriterienmelder sowie
- Rauchansaugsysteme (RAS-Systeme).

Es ist anzumerken, dass es für automatische Brandmelder eine Weiterentwicklung gegeben hat, entsprechend der in deutschen Kernkraftwerken mehrere Brandmeldergenerationen zu unterscheiden sind /FOR 14/:

- Generation I: nicht adressierbare Grenzwertmelder (GW-Melder),
- Generation II: „intelligente“, adressierbare Melder (sog. Pulsmelder),
- Generation III: „intelligente“ adressierbare Melder, auch Mehrkriterienmelder,
- Generation IV: „intelligente“ adressierbare Melder, auch Mehrkriterienmelder.

Die technische Zuverlässigkeit von Brandmeldeanlagen wird durch die Ausfallraten der einzelnen am Signalweg beteiligten Komponenten betrachtet. Dieses sind Brandmeldezentralen, Brandmeldeunterzentralen, mit Brandmeldelinien belegte Einschübe, Brandmeldelinien sowie automatischer Brandmelder oder Handfeuermelder. Je nach konkreter Situation ist eine Unterzentrale nicht vorhanden oder es können in einem Brandraum Brandmelder, Linien und evtl. Einschübe redundant vorhanden sein. 1 veranschaulicht dazu den entsprechenden Fehlerbaum einer Brandmeldeanlage. In Tabelle 6-5 werden auch die verschiedenen Generationen der Brandmeldetechnik unterschieden:

- Die zweite Generation von Brandmeldezentralen und -unterzentralen verfügt über die damals neu eingeführte Digitaltechnik. Bei den Brandmeldern wurde die Pulstechnik eingeführt.
- Die dritte Generation von Brandmeldezentralen und -unterzentralen wurde ab Mitte der 1990er Jahre eingesetzt und verfügt über leistungsfähigere Rechner. Die Brandmelder sind leistungsfähiger und schließen Mehrkriterienmelder mit ein. Weitere Ausführungen finden sich in /FOR 14/.

Manuell zu betätigende Handfeuermelder (Druckknopfmelder) werden in Rettungswegen, im Bereich von Treppenträumen und Ausgängen grundsätzlich neben Wandhydranten installiert. Für die Betätigung dieser Melder, zusätzlich zur technischen Nichtverfügbarkeit, gelten die Nichtverfügbarkeitsdaten der Brandmeldung durch anwesende Personen.

Darüber hinaus sind in Tabelle 6-5 für Handfeuermelder, automatische Melder, Brandmeldelinien, Einschübe und Brandmelde(unter)zentralen die technischen Ausfallraten gemäß /FOR 14/, unter Einbezug der in /LIN 05/, /ROE 01/ und /ROE 97/ ermittelten Daten, aufgeführt. Die genannten Ausfallraten sind generische Raten der genannten Referenzanlagen. Sie wurden mit Ausnahme der elektronischen Komponenten der Brandmeldeanlagen (nicht: Handfeuermelder, Rauchansaugsysteme) durch den in /PES 97/ beschriebenen Superpopulationsansatz ermittelt. Für die elektronischen Komponenten der Brandmeldeanlagen wurden die Daten einzelner Anlagen zusammengefasst.

**Tabelle 6-4: Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Branderkennung bzw. -meldung im Anforderungsfall**

Branderkennung / -meldung	Nichtverfügbarkeiten pro Anforderung in der	
	Brandentstehungs- und Brandausbreitungsphase	Vollbrandphase
Durch Personen		
• dauernd	$1,0 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^{-3}$
• überwiegende Zeit	$8,0 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^{-2}$
• etwa $\frac{1}{3}$ der Zeit	$9,9 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$
• selten	1,0	$5,0 \cdot 10^{-1}$
anwesend		
Automatisch	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$
Indirekt, Stör- und Ausfallsignale	-	$6,0 \cdot 10^{-2}$

**Tabelle 6-5: Ausfallraten für Komponenten der Brandmeldeanlage /FOR 14/**

Ausführung	Daten- quelle (KKW)	Ausfallrate [1/h]				
		5 %- Quantil	50 %- Quantil	95 %- Quantil	Erwar- tungswert	$\sigma$
Brandmeldeeinrichtungen						
Brandmeldezentralen (Generation II)	1,4,5,6	1,1 E-09	1,5 E-07	2,0 E-06	4,8 E-07	9,1 E-07
Brandmeldezentralen (Generation III)	1,3,5	3,3 E-09	4,5 E-07	6,1 E-06	1,4 E-06	2,7 E-06
Brandmeldeunterzentralen (Generation II)	1,4,5,6	2,8 E-10	3,8 E-08	5,1 E-07	1,2 E-07	2,3 E-07
Brandmeldeunterzentralen (Generation III)	1,3,6	9,4 E-10	1,3 E-07	1,7 E-06	4,1 E-07	7,8 E-07
Einschübe (Generation II)	1,3,4,5,6	3,5 E-11	4,8 E-09	6,5 E-08	1,5 E-08	2,9 E-08
Einschübe (Generation III)	1,3,6	2,4 E-10	3,2 E-08	4,4 E-07	1,0 E-07	2,0 E-07
Brandmeldelinien (Generation II)	1,3,4,5,6	4,9 E-12	6,3 E-10	9,0 E-09	2,1 E-09	4,1 E-09
Brandmeldelinien (Generation III)	1,3,6	6,4 E-12	8,8 E-10	1,2 E-08	2,8 E-09	5,34 E-09
Mehrkriterienmelder (Gen. IV, Typ A)	1,4,5,6	1,2 E-11	1,6 E-09	2,2 E-08	5,2 E-09	1,0 E-08
Mehrkriterienmelder (Gen. IV, Typ B)	1,5	4,2 E-11	5,8 E-09	7,8 E-08	1,8 E-08	3,5 E-08
Opt. Rauchmelder (Generation II, Typ A)	1,3,4,5,6	2,4 E-12	3,3 E-10	4,5 E-09	1,0 E-09	2,0 E-09
Opt. Rauchmelder (Generation III, Typ A)	1,5	1,3 E-10	1,8 E-08	2,4 E-07	5,6 E-08	1,1 E-07
IR-Flammenmelder (Generation III, Typ A)	3*	3,1 E-09	3,6 E-08	2,1 E-07	6,2 E-08	7,8 E-08
Wärmediff.-melder (Generation II, Typ A)	1,5	7,2 E-11	9,8 E-09	1,3 E-07	3,1 E-08	6,0 E-08
Ion. Rauchmelder (Generation II, Typ A)	1,5,6	4,3 E-10	3,4 E-09	1,6 E-08	5,2 E-09	5,7 E-09
Ion. Rauchmelder (Generation II, Typ B)	1,5,6	3,1 E-09	2,5 E-08	1,2 E-07	3,8 E-08	4,1 E-08
Rauchansaugsysteme (Generation 1)	3,6	7,3 E-08	6,9 E-07	2,6 E-06	1,0 E-06	1,6 E-06
Rauchansaugsysteme (Generation 2)	5,6	8,7 E-09	5,7 E-07	1,4 E-05	9,0 E-06	6,1 E-05
Handfeuermelder	1,3,4,5,6	2,4 E-10	1,4 E-07	3,5 E-06	7,0 E-07	1,2 E-06
*) anlagenspezifischer Wert						

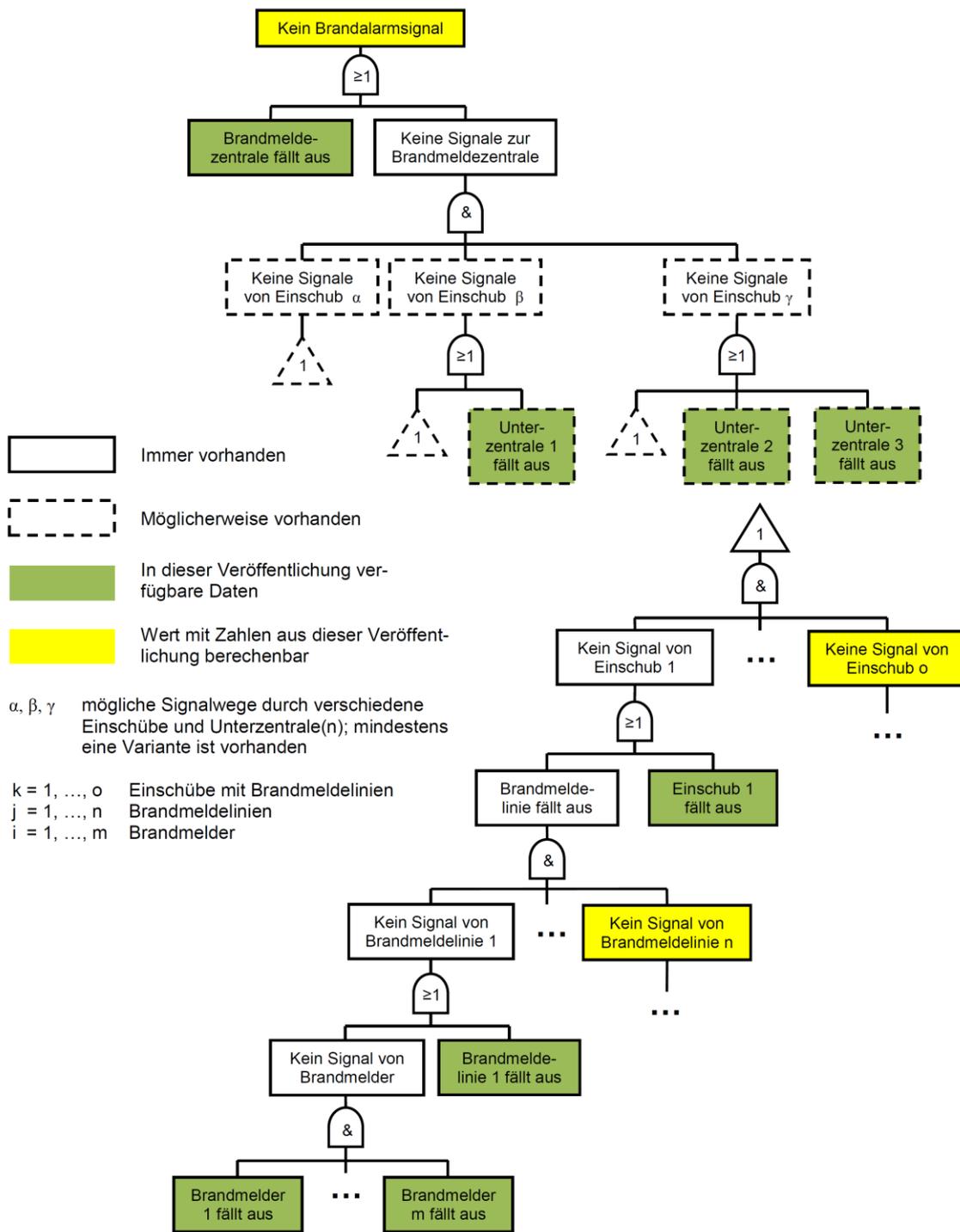


Abbildung 6-1: Beispielhafter Fehlerbaum für Funktionsausfälle einer Brandmeldeanlage /FOR 14/

6.3.2 Raumabschluss

6.3.2.1 Brandschutztüren

Für den Brandverlauf und damit zu erwartende Temperaturen im Brandraum sowie die mögliche Brandausbreitung ist die Stellung der Brandschutztüren im Brandfall (geschlossen oder offen) von entscheidender Bedeutung (Verzweigungspunkt A1 des Ereignisbaums). Brandschutztüren, die ihrer Bauart gemäß selbsttätig schließen, werden unterschieden in solche ohne Festhalteeinrichtung und solche, die im Normalfall über Festhalteeinrichtung (Haltermagnet) offen gehalten werden.

- a) Brandschutztür ohne Festhalteeinrichtung
  - Die Angaben zur Nichtverfügbarkeit (pro Anforderung) für die Funktion "Brandschutztür geschlossen"

liegen zwischen 0,05 für Räume, die selten, und maximal 0,1 für Räume, die häufig begangen werden. Dieser Wert stellt eine Einschätzung dar für regelwidriges Festklemmen der Tür durch Betriebspersonal.

b) Brandschutztür im Normalfall offen

Die Nichtverfügbarkeit (pro Anforderung) für die Funktion "Brandschutztür geschlossen" setzt sich zusammen aus der Nichtverfügbarkeit der automatischen Brandmeldeanlage (sog. Rauchschutzzentrale) und der Nichtverfügbarkeit der Schließeinrichtung. Die Nichtverfügbarkeit der Schließeinrichtung wird mit 0,01 und die der automatischen Brandmeldeanlage mit 0,02 pro Anforderung (s. Tabelle 6-4) angenommen.

In Tabelle 6-6 sind die in /FOR 14/ ermittelten generischen Ausfallraten für die verschiedenen Funktionen von Brandschutztüren angegeben. Dabei handelt es sich um generische Raten der genannten Referenzanlagen, die mittels eines seitens der GRS entwickelten Superpopulationsansatzes /PES 97/ ermittelt wurden. Bei den Brandschutztüren wird zwischen Barrierefunktion (Türblatt) und Selbstschließfunktion (Türschließer) unterschieden. Falls Druckdifferenzen abzutragen sind, ist neben der Selbstschließung ebenfalls die Verriegelung der Tür im geschlossenen Zustand zu berücksichtigen. Bei zweiflügelig begangenen Türen ist neben der zweifachen Möglichkeit des Ausfalls von Türschließern die Möglichkeit des Ausfalls des Schließfolgereglers zu berücksichtigen. Ausfälle der Selbstschließung, Verriegelung und Schließfolgeregelung sind durch Handmaßnahmen kompensierbar (siehe auch Hauptbericht). In der Tabelle sind ferner die Ausfallraten von zugelassenen Türfeststellanlagen angegeben.

**Tabelle 6-6: Technische Zuverlässigkeitskenngrößen für Brandschutztüren /FOR 14/**

Ausführung	Datenquelle (KKW)	Ausfallrate [1/h]				
		5 %-Quantil	50 %-Quantil	95 %-Quantil	Erwartungswert	$\sigma$
<b>Brandschutztüren</b>						
Selbstschließfunktion	4,6	2,5 E-07	1,0 E-06	2,8 E-06	1,2 E-06	7,9 E-07
Verriegelungsfunktion	4,6	1,1 E-07	8,3 E-07	3,2 E-06	1,2 E-06	1,5 E-06
Schließfolgefunktion	4,6	9,4 E-07	2,0 E-06	4,1 E-06	2,2 E-06	6,7 E-07
Barrierefunktion	4,6	2,1 E-09	4,8 E-08	4,3 E-07	1,6 E-07	6,4 E-07
Feststellanlagen	1,3,4,5,6	3,3 E-08	8,3 E-07	5,0 E-06	1,4 E-06	1,1 E-06

### 6.3.2.2 Brandschutzklappen

Die Ventilationsbedingungen im Brandfall sowie die Ausbreitungsbedingungen in Nachbarräume werden unter anderem durch die Stellung der Brandschutzklappen in den Lüftungskanälen während des Brandes bestimmt (Verzweigungspunkt A2 im Ereignisbaum). Zur Lüftungstechnischen Trennung eines Brand(bekämpfungs)abschnittes im Brandfall sind im Zuluft- und Abluftkanal Brandschutzklappen vorhanden.

Das Schließen der Brandschutzklappen erfolgt entweder automatisch über Schmelzlotglieder mit einer Ansprechtemperatur von in der Regel 72 °C oder manuell vor Ort. Des Weiteren sind Fernauslösevorrichtungen, gesteuert über Signalleitungen (z. B. abgeleitet von der Brandmeldung), im Einsatz.

Die Nichtverfügbarkeiten für die Auslösung der Brandschutzklappen von Hand - bei Berücksichtigung der Stresssituation der ausführenden Personen - liegen zwischen 0,1 und 0,5.

Die Daten aus den aktuell ergänzten Auswertungen /FOR 14/ für die rein technisch bedingten Ausfallraten von Brandschutzklappen finden sich in Tabelle 6-7. Dabei handelt es sich um generische Raten der genannten Referenzanlagen. Sie wurden durch einen von der GRS entwickelten Superpopulationsansatz /PES 97/ ermittelt. Bei Brandschutzklappen ist neben der Auslösung durch Schmelzlot oftmals eine redundante Fernauslösung vorhanden. Die Schließ- und Barrierefunktion des Klappenblatts ist nicht redundant zu den Auslösungen (vgl. Abbildung 6-2). Folgende Ausführungsvarianten von Brandschutzklappen wurden unterschieden (Details siehe /FOR 14/):

- Variante 0: nur Schmelzlot, keine Fernauslösung
- Variante 1: elektro-pneumatische Auslösung (Auslösung durch Druckabfall im Pneumatikzylinder nach Schließen eines 3/2-Wege-Magnetventils im Ruhestromprinzip)
- Variante 2: elektromagnetische Fernauslösung über Hubmagnet (Arbeitsstromprinzip) und pneumatischer Öffnungshilfe
- Variante 3: elektromagnetische Fernauslösung über Hubmagnet (Arbeitsstromprinzip)
- Variante 4: Haftmagnet (Ruhestromprinzip)

Bei den Rauch- und Wärmeabzugseinrichtungen (Tabelle 6-7) wurde die Ausfallrate der Öffnungsfunktion im Brandfall ausgewertet.

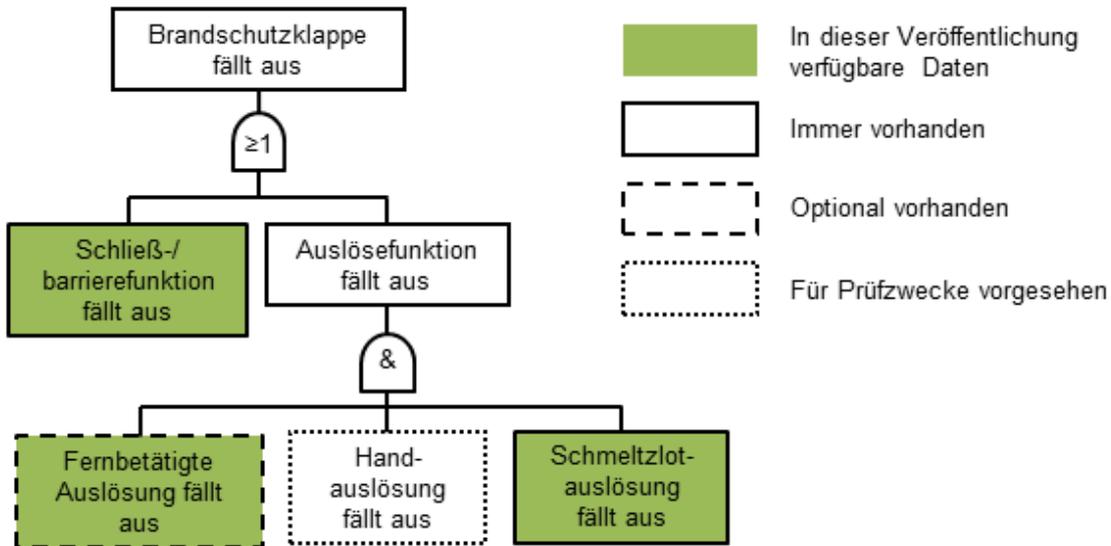


Abbildung 6-2: Generischer Fehlerbaum für den Ausfall von Brandschutzklappen /FOR 14/

Tabelle 6-7: Ausfallraten für Brandschutzklappen /FOR 14/

Ausführung	Datenquelle (KKW)	Ausfallrate [1/h]				
		5 %-Quantil	50 %-Quantil	95 %-Quantil	Erwartungswert	$\sigma$
<b>Brandschutzklappen</b>						
Schmelzlotauslösefunktion						
Variante 0	1, 5	4,4 E-09	9,7 E-08	4,9 E-07	2,0 E-07	5,6 E-07
alle Brandschutzklappen	1,3,4,5,6	1,5 E-09	2,1 E-07	2,0 E-06	4,8 E-07	5,9 E-07
Fernauslösefunktion						
Variante 1	4,5,6	2,9 E-09	4,8 E-07	6,1 E-06	1,7 E-06	4,8 E-06
Variante 2	3*	3,7 E-07	2,0 E-06	6,0 E-06	2,4 E-06	1,8 E-06
Variante 3	1,3,4,6	3,8 E-08	5,6 E-07	2,7 E-06	8,2 E-07	5,8 E-07
Variante 4	5,6	9,1 E-09	7,5 E-07	8,0 E-06	4,8 E-06	3,0 E-05
Schließ- und Barrierefunktion						
Variante 0	1,4,5	7,4 E-10	2,7 E-07	5,3 E-06	1,7 E-06	7,1 E-06
Variante 1	4,5	2,5 E-08	1,9 E-07	5,9 E-07	2,5 E-07	2,8 E-07

Ausführung	Daten- quelle (KKW)	Ausfallrate [1/h]				
		5 %- Quantil	50 %- Quantil	95 %- Quantil	Erwar- tungswert	$\sigma$
Variante 2	3*	8,8 E-08	4,8 E-07	1,5 E-06	5,9 E-07	4,6 E-07
Variante 3	1,4	9,1 E-08	2,6 E-07	6,7 E-07	3,0 E-07	1,6 E-07
Variante 4	5,6	1,4 E-08	8,7 E-07	8,5 E-06	4,3 E-06	2,4 E-05
alle Brandschutzklappen	1,3,4,5,6	3,9 E-08	2,1 E-07	6,1 E-07	2,5 E-07	8,9 E-08
<b>Rauch- und Wärmeabzugseinrichtungen</b>						
Bypass- und Entrauchungsklappen in Kanälen	1,3,4,5,6	3,9 E-08	1,2 E-06	6,6 E-06	1,9 E-06	1,4 E-06
Lichtkuppeln	1,4	4,0 E-07	2,4 E-06	6,4 E-06	2,8 E-06	2,4 E-06
Klappen, Wandeinbau	1,5	9,5 E-08	2,0 E-06	1,5 E-05	5,2 E-06	1,6 E-05

### 6.3.3 Brandbekämpfung

Die Brandbekämpfung gliedert sich in eine frühe und späte Brandbekämpfung.

Die frühe Brandbekämpfung erfolgt durch in der Brandentstehungs- bzw. Brandausbreitungsphase anwesendes Betriebspersonal mittels transportabler Handfeuerlöcher (Verzweigungspunkt L1 im Ereignisbaum) bzw. durch

- automatisches Auslösen stationärer Löschanlagen über die Brandmeldeanlagen,
- manuelles Auslösen einer stationären Löschanlage vor Ort oder fernbedient von der Warte,
- frühen Löscheininsatz durch Löschwasserversorgung über Hydranten.

Letztere drei Löschmethoden werden als Verzweigungspunkt L2 im Ereignisbaum abgefragt.

Da die Nichtverfügbarkeit der manuellen Brandbekämpfung durch das Betriebspersonal im Wesentlichen durch die Zugänglichkeit des Raumes im Brandfall (Temperatur, Verrauchung, evtl. Freischaltungen) bestimmt wird, werden die in der amerikanischen Literatur /BER 79/ angegebenen Nichtverfügbarkeiten für den Einsatz von Handfeuerlöschern in der Brandentstehungs- / Brandausbreitungsphase hier für die Nichtverfügbarkeit der manuellen Brandbekämpfung zugrunde gelegt (s. Abbildung 6-3). Weiterhin werden, soweit vorhanden, manuell ausgelöste stationäre Löschanlagen in die Bewertung einbezogen.

Die späte Brandbekämpfung hat entsprechend der Festlegung die Zielsetzung, den Brand auf den betroffenen Raum zu begrenzen und die angrenzenden Räume bzw. Raumbereiche sowie die dort vorhandenen Systeme z.B. durch Kühlung zu schützen (Verzweigungspunkt L3 im Ereignisbaum). Die Begrenzung des Brandes auf den Brandraum sowie der Schutz der Systeme erfolgt durch den Einsatz der Betriebs- bzw. Werkfeuerwehr und, sofern vorhanden, durch den Einsatz von Löscheinrichtungen in den Nachbarräumen.

In Tabelle 6-8 sind die Nichtverfügbarkeiten pro Anforderung für die Brandentstehungs- und -ausbreitungsphase wie auch die Vollbrandphase zusammengestellt. Die Werte für die stationären CO<sub>2</sub>-, INERGEN- und Sprühwasserlöschanlagen (verschiedene Typen mit Nassalarmventilstationen (d. h. Sprinkleranlagen) bzw. Fernschaltventilstationen) und die Wand- und Überflurhydranten stellen reine technische Nichtverfügbarkeitswerte dar; sie beinhalten nur die stochastischen Nichtverfügbarkeiten für z.B. das Versagen der Branddetektoren, des Öffnens der Löschwasserleitung, der Löschwasserpumpen etc., aber keinen Anteil für ein brandbedingtes Versagen, wenn z.B. die Stromversorgung der Öffnungsarmatur oder der Pumpen brandbedingt ausfällt. Dieser Anteil kann nicht generisch ermittelt werden, da er von Anlage zu Anlage verschieden ist. Auch ergeben sich bei anlagenbedingten Besonderheiten (z. B. einer Ringwasserleitung mit mehreren Pumpen) andere Werte.

Einen weiteren Aspekt, der anlagenbedingt zu erfassen ist, stellt die Nichtverfügbarkeit der Personalhandlungen bei den Löschkaktionen dar. Die Nichtverfügbarkeit der Personalhandlungen ist der technischen Nichtverfügbarkeit hinzuzuaddieren.

Die technischen Nichtverfügbarkeiten der stationären Löschanlagen sind /LIN 05/, /ROE 01/ bzw. /ROE 97/ entnommen.

**Tabelle 6-8: Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Brandlöschung im Anforderungsfall**

Brandlöschung	Nichtverfügbarkeit/mittlere Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung in der	
	Brandentstehungs- und Brandausbreitungsphase (1)	Vollbrandphase (2)
Transportable Feuerlöscher (1) oder Wandhydrant (2) nach		
1 min <sup>1)</sup>	$5,0 \cdot 10^{-2}$	
3 min	$1,0 \cdot 10^{-1}$	
5 min	$3,0 \cdot 10^{-1}$	
10 min	$8,0 \cdot 10^{-1}$	
> 10 min	$9,5 \cdot 10^{-1}$	
	$5,0 \cdot 10^{-2}$ <sup>2)</sup>	-
Stationäre Feuerlöschpumpen	$8,5 \cdot 10^{-4} - 3,5 \cdot 10^{-2}$ <sup>3)</sup>	$8,5 \cdot 10^{-4} - 3,5 \cdot 10^{-2}$ <sup>3)</sup>
Stationäre CO <sub>2</sub> -Gaslöschanlage	$9,2 \cdot 10^{-3} - 8,1 \cdot 10^{-2}$ <sup>3)</sup>	$9,2 \cdot 10^{-3} - 8,1 \cdot 10^{-2}$ <sup>3)</sup>
Stationäre INERGEN-Gaslöschanlage	$5,8 \cdot 10^{-2}$ <sup>3)</sup>	$5,8 \cdot 10^{-2}$ <sup>3)</sup>
Stationäre Sprühwasserlöschanlage	$2,0 \cdot 10^{-2}$ <sup>3)</sup>	$2,0 \cdot 10^{-2}$ <sup>3)</sup>
- mit Fernschaltventilstationen		
• Totalausfall	$2,2 \cdot 10^{-4} - 3,9 \cdot 10^{-3}$ <sup>3)</sup>	$2,2 \cdot 10^{-4} - 3,9 \cdot 10^{-3}$ <sup>3)</sup>
• Ausfall Fernauslösung	$2,2 \cdot 10^{-3} - 2,9 \cdot 10^{-2}$ <sup>3)</sup>	$2,2 \cdot 10^{-3} - 2,9 \cdot 10^{-2}$ <sup>3)</sup>
- mit Nassalarmventilstationen	$3,2 \cdot 10^{-4}$ <sup>3)</sup>	$3,2 \cdot 10^{-4}$ <sup>3)</sup>
Wandhydrant	$1,9 \cdot 10^{-4} - 7,4 \cdot 10^{-3}$ <sup>3)</sup>	$1,9 \cdot 10^{-4} - 7,4 \cdot 10^{-3}$ <sup>3)</sup>

1) Zeit zwischen automatischer Branderkennung und einsetzender Brandlöschung

2) Personelle Branderkennung und unmittelbare Brandlöschung

3) Technische Nichtverfügbarkeit nach /LIN 05/, /ROE 01/ bzw. /ROE 97/;  
Nichtverfügbarkeit infolge Personalfehlhandlung ist anlagenspezifisch zu ermitteln

Die rein technischen Ausfallarten für Brandbekämpfungseinrichtungen finden sich in Tabelle 6-9. Dabei handelt es sich um generische Raten der genannten Referenzanlagen. Die genannten Ausfallraten beziehen sich teilweise auf eine Teilfunktion einer Brandschutzeinrichtung, z. B. „Fernauslösung“ und „Lauf“ von Feuerlöschpumpen. Für die Funktion der Komponenten müssen beide Teilfunktionen arbeiten. Ebenso wurde die Schaumzumischerfunktion als Zusatzfunktion von Wandhydranten ausgewertet. Für Gaslöschanlagen basieren die ermittelten Ausfallraten auf den Erhebungen in /ROE 01/. Die Ausfallarten wurden mit dem aktuellen Verbreiterungsansatz der GRS aktualisiert.

**Tabelle 6-9: Technische Zuverlässigkeitskenngrößen für Brandbekämpfungseinrichtungen /FOR 14/ und /ROE 01/**

Ausführung	Daten- quelle (KKW)	Ausfallrate [1/h]				
		5 %- Quantil	50 %- Quantil	95 %- Quantil	Erwar- tungswert	$\sigma$
<b>Löschwasserversorgung</b>						
Kreiselpumpen, Auslösung	1,3,4,5,6	5,7 E-08	1,7 E-06	1,0 E-05	2,8 E-06	2,4 E-06
Kreiselpumpen, Lauf	1,3,4,5,6	4,2 E-08	2,3 E-06	1,6 E-05	4,3 E-06	4,4 E-06
Außenhydranten	1,3,4,5,6	6,7 E-09	4,0 E-07	3,3 E-06	8,4 E-07	9,4 E-07
Wandhydranten	1,3,4,5,6	8,3 E-10	4,5 E-08	3,9 E-07	9,9 E-08	1,2 E-07
Schaumzumischerfunktion	3,4,5	2,1 E-07	2,0 E-06	8,4 E-06	2,8 E-06	2,4 E-06
<b>Sprühwasserlöschanlagen, Fernschaltarmaturen</b>						
Fernauslösung, Variante 1	1,3,4	6,4 E-08	2,6 E-06	1,7 E-05	5,0 E-06	7,5 E-06
Fernauslösung, Variante 2	6*	4,4 E-09	6,0 E-07	8,2 E-06	1,9 E-06	3,7 E-06
Fernauslösung, Variante 3	6*	7,8 E-08	6,2 E-07	2,9 E-06	9,5 E-07	1,0 E-06
Fernauslösung, Variante 4	5*	1,4 E-07	9,2 E-07	3,7 E-06	1,3 E-06	1,2 E-06
Fernauslösung, Variante 5	5*	1,73 E-09	2,36 E-07	3,22 E-06	7,52 E-07	1,44 E-06
<b>Gaslöschanlagen</b>						
CO <sub>2</sub> -Löschanlagen	2, 3	2,2 E-09	2,5 E-06	2,3 E-04	1,6 E-03	2,8 E-02
INERGEN-Löschanlagen	1*	3,3 E-08	4,5 E-06	6,1 E-05	1,4 E-05	2,7 E-05
* anlagenspezifischer Wert						

## 6.4 LITERATUR

- /BER 79/ Berry, D. L., Minor, E.E.: Nuclear Power Plant Fire Protection, Fire Hazard Analysis (Subsystems Study Task 4), NUREG/CR-0654, SAND79-0324, September 1979
- /EPR 01/ Electric Power Research Institute (EPRI): Fire Events Database and Generic Ignition Frequency Model for U.S. Nuclear Power Plants, EPRI 1003111, Palo Alto, CA, November 2001.
- /EPR 05/ Electric Power Research Institute (EPRI) and United States Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Research (NRC-RES):  
Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities, Volume 2, EPRI/NRC-RES, Final Report, EPRI 1011989, NUREG/CR-6850, Palo Alto, CA, September 2005.
- /EPR 13/ Electric Power Research Institute (EPRI): The Updated Fire Events Database: Description of Content and Fire Event Classification Guidance, EPRI 1025284, Palo Alto, CA, 2013.
- /FOR 14/ Forell, B., Einarsson, S.: Ergänzung und Aktualisierung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Brandschutzeinrichtungen in deutschen Leichtwasserreaktoren, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), GRS-A-3719, Köln, Mai 2014.
- /LIN 05/ von Linden, J., Klein-Heßling, W., Piljugin, E., Röwekamp, M., Türschmann, M.: Ausgewählte probabilistische Brandanalysen für den Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb einer Referenzanlage mit Siedewasserreaktor älterer Bauart, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), GRS-A-3227, Köln, Oktober 2004 und Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2005-666; 2005.

- /MET 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: August 2005, BFS-SCHR-37/05, Salzgitter, Oktober 2005.
- /NEA 14/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): OECD FIRE Database, OECD FIRE DB 2013:1, Paris, April 2014.
- /PLC 91/ Professional Loss Control (PLC) Inc.: Fire Induced Vulnerability Evaluation Methodology (FIVE), Plant Screening Guide, EPRI Contract-No. RP 3000-41, 1991.
- /PES 97/ Peschke, J.: Der Superpopulationsansatz zur Ermittlung von Verteilungen für Ausfallraten und Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2444, Garching, April 1997.
- /ROE 97/ Röwekamp, M., Riekert, T., Sehrbrock, W.: Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Brandschutzeinrichtungen in deutschen Kernkraftwerken, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2456 (Rev. 1), und Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1997-486, ISSN 0724-3316, 1997.
- /ROE 01/ Röwekamp, M., Oltmanns, S.: Ermittlung kernkraftwerksspezifischer Zuverlässigkeitskenngrößen für Brandschutzeinrichtungen in einem älteren Kernkraftwerk und in einer Konvoi-Anlage, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2826 und Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2001-573, ISSN 0724-3316, Bonn, 2001.
- /SOH 99/ Sohlmann, W. R.: Nuclear Power Plant Fire Incident Database, Nuclear Electric Insurance Ltd. (NEIL), in: Proc. 3<sup>rd</sup> Internat. Conf. "Fire & Safety '99", Frankfurt, February 8-10, 1999, published by Nuclear Engineering International/Wilmington Publishing Ltd., 1999.

## 7 BANDBREITEN FÜR VERZWEIGUNGSWAHRSCHEINLICHKEITEN IM UNFALLABLAUFBAUM (DB)

### 7.1 VORBEMERKUNG

Dieses Kapitel befasst sich mit einigen wesentlichen physikalischen Phänomenen, die im Verlauf eines schweren Unfalls mit Kernschmelzen auftreten und die Wirksamkeit der in der Anlage vorhandenen Barrieren – insbesondere des Sicherheitsbehälters (SHB) – bezüglich der Spaltproduktrückhaltung beeinflussen können. Diese Phänomene sind im Unfallablaufbaum (UAB) durch geeignete Verzweigungswahrscheinlichkeiten zu berücksichtigen. Diese Größen beschreiben in quantitativer Form, dass unter Berücksichtigung der Randbedingungen des entsprechenden Kernschadenszustandes und der vorausgegangenen Ereignisse im Unfallablauf der Ereignisablauf eine bestimmte, für die Klassifizierung in Freisetzungskategorien relevante Wendung, z. B. Versagen des SHB, nimmt. Sie geben hauptsächlich die sich auf durchgeführte Analysen und vorliegende Experimente stützende Einschätzung des Analytisten wieder.

Dieses Kapitel gliedert sich in inhaltlich 8 Hauptbereiche, die zu den im Abschnitt 5.3.2 des Methodenbandes /MET 05/ eingeführten Phasen in Beziehung stehen und beschreibt im jeweils ersten Teil kurz die hierzu gehörenden Phänomene – eine ausführlichere Beschreibung findet sich im Abschnitt 5.3.2 in /MET 05/ und der darin zitierten Literatur – um im zweiten Teil Methoden zur Bestimmung der entsprechenden Verzweigungswahrscheinlichkeiten darzulegen. Gegebenenfalls werden im dritten Teil Rechenbeispiele hierzu angeführt. Im abschließenden vierten Teil werden Empfehlungen zur konkreten Anwendung der zuvor beschriebenen Methoden bzw., wenn möglich, direkt verwendbare Zahlenwerte angegeben. Während die Rechenbeispiele des dritten Teils aus durchgeführten Analysen entnommen wurden und sich naturgemäß auf eine konkrete Anlage beziehen, sind die Empfehlungen des vierten Teils allgemeiner gehalten, d. h. es wird dargestellt, welche Arbeitsschritte zur Ermittlung der Verzweigungswahrscheinlichkeiten generischer, typspezifischer und anlagenspezifischer Natur sind.

Die Bestimmung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten stützt sich zu einem erheblichen Teil auf Analysen des Unfallablaufes mit deterministischen Rechenprogrammen, u. a. mit den in /MET 05/ erwähnten „integrierten Rechenprogrammen“, die für die jeweiligen Ereignisabläufe Schlüsselgrößen, etwa Massen- und Energiefreisetzungen in den SHB, ermitteln. Da nicht für alle Phänomene eine vollständige analytische Behandlung im Rahmen einer PSA mit vertretbar hohem Aufwand möglich ist, werden ergänzend andere Quellen herangezogen:

- Experimente zu Teilaspekten eines Kernschmelzablaufs, etwa Dampfexplosion, RDB-Versagen,
- aus Experimenten abgeleitete Kriterien für das Auftreten einzelner Vorgänge, etwa einer schnellen Wasserstoffverbrennung,
- Annahmen aus anderen, mit großem Aufwand durchgeführten generischen PSA der Stufe 2, etwa der deutschen Risikostudie /GRS-BMF 90/, oder
- Arbeiten im Rahmen und im Umfeld von NUREG 1150 /NRC 90/ und nachfolgenden NRC Arbeiten.

Für die Ableitung von Verzweigungswahrscheinlichkeiten aus der Kombination all dieser Informationsbausteine ist die Bewertung eines qualifizierten Analytisten erforderlich. Für besonders schwierig zu bewertende Phänomene können dabei die Erfahrungen mehrerer Analytisten, etwa im Rahmen eines strukturierten Expert-judgement-Verfahrens, verwandt werden.

Die in integralen, aber auch in eher „mechanistischen“ Rechenprogrammen eingebauten Modelle zur Beschreibung der Phänomene schwerer Störfälle sind meist mit erheblichen Unsicherheiten behaftet, die sich zum Teil aus einer Vielzahl von nur ungenau bekannten Parametern ergeben, die der Benutzer festzulegen hat. Außerdem ergibt sich eine Streubreite aus den zu einem Kernschadenszustand zusammengefassten Sequenzen, die sich, etwa in Lecklage, Leckorientierung oder einzelnen Operatormaßnahmen, unterscheiden können. Daraus folgt, dass schon die Eingangsdaten zur Ermittlung der entsprechenden Lasten nur als Bandbreite angegeben werden können. Eine generelle Methode, aus vorausgegangenen deterministischen Rechnungen und deren Ergebnissen, nämlich Zeiten, Mengen, und dergleichen, Wahrscheinlichkeiten unter Berücksichtigung der aus den oben erwähnten Unsicherheiten herrührenden Bandbreiten zu ermitteln, besteht in der Anwendung des „Monte-Carlo“-Verfahrens. Dabei werden die für die Verzweigungswahrscheinlichkeiten relevanten unsicheren Größen in einem die Unsicherheiten widerspiegelnden Bereich unter Verwendung von Zufallszahlen variiert. Voraussetzung ist, dass für die unsicheren Parameter eine Wahrscheinlichkeitsverteilung vorliegt bzw. angenommen wird. Mit geeigneten Monte-Carlo-Programmen ist auch eine Unterscheidung zwischen aleatorischen (auf der Variabilität des Unfallablaufs basierend) und epistemischen Unsicherheiten (die auf begrenztem Wissen basieren) möglich. Mit den so definierten Eingangsgrößen wer-

den die eigentlichen Lastverteilungen unter Verwendung geeigneter Rechenprogramme ermittelt. Dabei können auch die Bandbreiten unsicherer Parameter dieser Programme berücksichtigt werden. Die so ermittelte Lastverteilung gestattet dann eine Einschätzung der Wahrscheinlichkeit, dass diese Last abgetragen werden kann.

## **7.2 DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFES**

### **7.2.1 Beschreibung**

Kernschmelzabläufe können unter hohem Druck im RDB (Hochdruckfälle) ablaufen. Zur Ermittlung des weiteren Verlaufs sind zunächst mögliche aktive Maßnahmen und passive Vorgänge, die zu einer Druckentlastung (DWR) bzw. Druckbegrenzung (SWR) führen, zu berücksichtigen. Ferner sind die Folgen des Versagens für den weiteren Unfallablauf zu ermitteln.

Die aktive Absenkung des Kühlmitteldruckes über dem Reaktorkern während eines Kernschmelzablaufes – sofern keine andere (z. B. sekundärseitige) Möglichkeit der Druckabsenkung mehr besteht – soll dazu dienen:

- ein Versagen des RDB unter hohem Innendruck zu vermeiden und
- eine Wiederflutung bzw. Wiederkühlung des teilzerstörten Kerns bei verfügbarer Sicherheitseinspeisung zu ermöglichen (vgl. Abschnitt 7.3).

Da die Druckentlastung beim DWR manuell vorzunehmen ist, sind zur Bewertung der Erfolgswahrscheinlichkeit der Einleitung dieser Maßnahme die Zeit, die der Operator dafür zur Verfügung hat, und die Stress-Situation zu berücksichtigen.

Beim SWR ist die Ausfallwahrscheinlichkeit der Sicherheits- und Entlastungsventile, sowie das Ausbleiben der ADE zu bewerten.

Passives Versagen von an den RDB angeschlossenen Rohrleitungen (einschließlich der Dampferzeugerheizrohre) kann infolge

- der während der Kernzerstörung auftretenden sehr hohen Temperaturen und
- des zugleich sowohl stetig (bei Hochdruckfällen) oder vorübergehend (bei heftigen Vorgängen im RDB) herrschenden hohen Drucks

eintreten.

Die dabei auftretenden Wandtemperaturen hängen ab:

- von den Bedingungen der Konvektion (kaltseitiges Leck oder Gegenströmung im Rohr),
- vom Kernschmelzablauf (Dauer der Temperaturbelastung bis zur Kernverlagerung oder bis zum RDB-Versagen).

Durch das Versagen einer Primärkreisleitung kann einerseits ein Hochdruckpfad in einen Niederdruckpfad, eventuell sogar mit Wiederkühlung des Kerns, überführt werden, andererseits kann durch Versagen der Dampferzeugerheizrohre beim DWR ein potenzieller Bypasspfad erzeugt werden. Weiterhin kann bei einem SWR durch undicht werden der Frischdampf-Isolationsventile eine Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufes und ein Bypass des SHB auftreten.

### **7.2.2 Methoden zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeit einer Druckentlastung**

#### **7.2.2.1 Methode zur Ermittlung der Erfolgswahrscheinlichkeit der primärseitigen Druckentlastung**

Wegen der automatisch angesteuerten Druckentlastung bei SWR ist die Ermittlung der Wahrscheinlichkeit für die manuelle Druckentlastung hauptsächlich für den DWR von Bedeutung.

Für eine Vielzahl von Szenarien mit und ohne Druckentlastung ist der Ereignisablauf im Primärkreis zu berechnen. Die Ergebnisse sind anlagenspezifisch (Leistung, Anlagentyp). Zur Ermittlung der für die Druckentlastung verfügbaren Zeitspanne sind Anfangs- und Endzeit zu bestimmen.

- Anfangszeit: Zeitpunkt zu dem der Operator wissen müsste, dass eine Druckentlastung möglicherweise einzuleiten ist.
- Endzeit: Zeitpunkt zu dem die Druckentlastung spätestens eingeleitet werden muss, um:
- einen Kernschaden zu vermeiden,
  - den Kernschaden so zu begrenzen, dass bei hinreichender Kühlung ein RDB-Versagen vermieden wird,
  - ein Versagen des RDB unter hohem Innendruck zu vermeiden (Druck- und Temperatur-Kriterien siehe Abschnitt 7.6).

Die Wahrscheinlichkeit für die erfolgreiche, manuelle Einleitung der Druckentlastung als Funktion der Zeit und für verschiedene Stress-Situationen (z. B. vorausgegangener Operatorfehler) kann mit den Methoden zur Bewertung menschlicher Handlungen (siehe Methodenband Abschnitt 3.4) ermittelt werden.

## 7.2.2.2 Methode zur Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeit des Primärkreises

### 7.2.2.2.1 Versagen der Primärkreisleitung

Aus den deterministischen integralen Analysen ist abzulesen, mit welchen Temperaturverläufen der Komponenten vor der Kernverlagerung und zwischen Kernverlagerung und RDB-Bodenversagen zu rechnen ist. Bei der Ermittlung der Temperaturverläufe ist zu beachten, dass in den betroffenen Komponenten inhomogene Temperaturen auftreten können, z. B. an der Unter- und Oberseite der Hauptkühlmittelleitung.

Ferner ist aus diesen Analysen der zugehörige quasi-stationäre Druck zu entnehmen und gegebenenfalls um den aus der Schmelze-Wasser-Reaktion im RDB stammenden vorübergehenden Druckbeitrag bei der Kernumlagerung zu erhöhen.

Diese Analysen ergeben also Verläufe von Drücken und Temperaturen. Daraus ist dann die Wahrscheinlichkeit dafür zu ermitteln, dass die temperaturabhängige Grenzbelastbarkeit (siehe folgende Arbeitsschritte) der Komponenten überschritten wird.

1. Es werden die Hochtemperatur-Materialkennwerte für das Rohrmaterial benötigt. Experimentell ermittelte Daten für die Festigkeit von Reaktorbaustählen bis 1000°C sind z. B. in /MPa 99/ zu finden.
2. Die mechanische Belastung der Rohrleitungen wird aus dem Innendruck berechnet, indem die Vergleichsspannung aus der Umfangsspannung, der Längsspannung und der mittleren radialen Spannung gebildet wird.
3. Für jede Kombination von Rohrtemperatur und Innendruck lässt sich feststellen, ob die Rohrleitung versagt. Aus den als Bandbreiten vorliegenden Druck- und Temperaturbelastungen sind die Wahrscheinlichkeiten für das Rohrversagen unter der Annahme eines charakteristischen Belastungsverlaufes abzuleiten, z. B. im Rahmen einer Monte-Carlo-Simulation. Hierfür ist es erforderlich, Wahrscheinlichkeitsverteilungen für Druck und Temperatur anzunehmen.

In einigen integralen Rechenprogrammen sind Modelle für die Bestimmung des Versagens in Abhängigkeit von Druck und Temperatur enthalten. Werden diese Modelle direkt benutzt, so ist durch Wahl der Anfangsbedingungen sicherzustellen, dass ein hinreichend breiter Bereich von Druck und Temperatur betrachtet wird, um eine Wahrscheinlichkeitsaussage treffen zu können.

### 7.2.2.2.2 Versagen der Dampferzeugerheizrohre

Falls Dampferzeugerheizrohre versagen, besteht dort das Potenzial eines „SHB-Bypasses“. Ein temperaturbedingtes Versagen ist nur möglich, falls die Dampferzeuger sekundärseitig nicht mit Wasser gefüllt sind.

Der Wärmeeintrag in die Dampferzeugerheizrohre hängt ab:

- vom Ereignisablauf (z. B. bei einem Kühlmittelverlust von der Position des Lecks im heißen oder kalten Strang) und dabei insbesondere auch von der Dauer der Belastung
- von ihre Position innerhalb des Dampferzeugers (es besteht kein einheitliches Strömungsmuster nach Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen)

Wärmeeintrag durch die Ablagerungen von Spaltprodukten, etwa durch Trägheitsabscheidung und Umlenkungen, spielt wegen der kurzen relevanten Zeitspanne (maximal bis RDB-Versagen) keine wesentliche Rolle und kann vernachlässigt werden.

Das Versagen der Rohre selbst hängt auch vom Material und möglichen Vorschädigungen ab. Hierbei sind folgende Arten von Schädigung zu betrachten:

- Korrosion während des Betriebs sowie
- Schwingungsschädigungen im Bereich der U-Krümmung und
- Einwirkung von Fremdkörpern.

Außerdem hängt das Versagen der Dampferzeugerrohre ab:

- vom Differenzdruck über die Rohre, also auch vom sekundärseitigem Druck,
- von der Zeitdauer, während der eine hohe Temperatur ansteht.

### 7.2.3 Beispiele zur Druckentlastung des RKL beim DWR

#### 7.2.3.1 Beispiel für Zeitbereiche zur aktiven Druckentlastung

Tabelle 7-1 zeigt als Beispiel die Zeit, die der Operator bei einem bestimmten 1300 MW<sub>e</sub>-DWR zur Druckentlastung zur Verfügung hat, um RDB-Versagen insgesamt bzw. RDB-Versagen unter hohem Innendruck zu vermeiden:

- Anfangszeit zu ermitteln aus: Verletzung Erfolgskriterium PDE in Stufe 1: Wasserstand Kernunterkante,
- Endzeit zu ermitteln aus: 30 % des Kerns geschmolzen zur Vermeidung des RDB-Versagens.

Die Versagenswahrscheinlichkeit einer Operatormaßnahme als Funktion der zur Verfügung stehenden Zeit kann mit den Methoden zur Bewertung menschlicher Handlungen (siehe Methodenband, Abschnitt 3.4) ermittelt werden.

**Tabelle 7-1: Beispiel: Verfügbare Zeit bei einem 1300 MW<sub>e</sub>-DWR in Stunden nach dem auslösenden Ereignis für die primärseitige Druckentlastung (PDE) zur Vermeidung des RDB-Versagens bei verschiedenen Szenarien (Annahme: Begrenzung des geschmolzenen Kernanteils auf 30 %)**

Sze- nario	BAT > 650 °C	Beginn Kern- schmel- zen	Beginn Kern- verlage- rung	RDB- Versagen	Letzter Zeitpunkt für Druckentlastung zur Vermeidung von		BAT > 650 °C bis zum letzten Zeitpunkt für Vermeidung von	
					RDB- Versa- gen	RDB-Ver- sagen bei p > 20 bar	RDB- Versagen	RDB-Ver- sagen bei p > 20 bar
1	3,9	4,4	5,4	8,0	4,7	7,5	0,8	3,6
2	18,4	19,6	20,6	21,7	19,9	21,2	1,5	2,8
3	3,2	3,5	4,2	6,1	3,7	5,6	0,5	2,4
4	2,0	2,5	3,0	3,7	2,6	3,2	0,6	1,1
5	1,7	2,2	2,8	3,3	2,4	2,8	0,6	1,1

#### 7.2.3.2 Beispiel für die Versagenswahrscheinlichkeit der Dampferzeugerrohre (Konvoi)

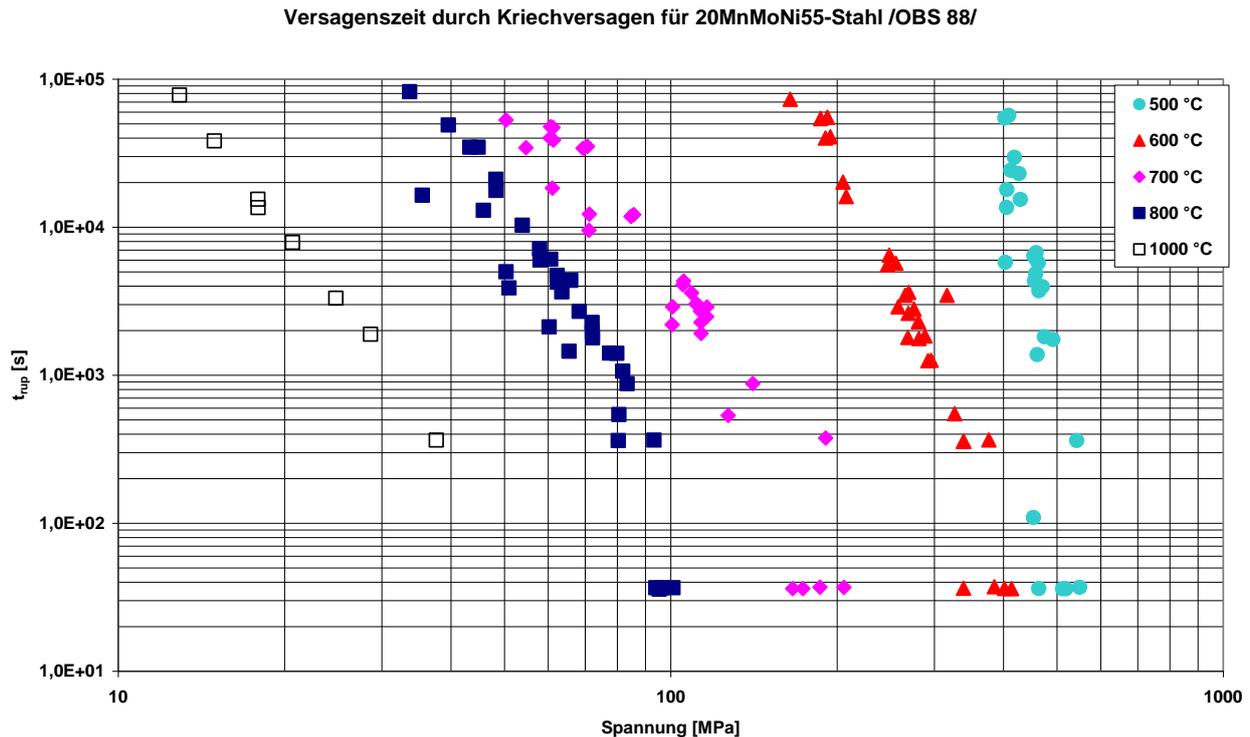
Abbildung 7-1 zeigt die Versagenszeit für 20MnMoNi55 Stahl in Abhängigkeit des Drucks für verschiedene Temperaturen (Versagenszeit bei jeweils konstantem Druck und Temperatur).

MELCOR berechnet für Transienten mit druckentlasteter Sekundärseite Heizrohrtemperaturen von bis zu 500°C zum Zeitpunkt des RDB-Versagens. Unter diesen Umständen ergibt sich eine nennenswerte Versagenswahrscheinlichkeit (>10<sup>-5</sup>) lediglich unter der Annahme einer Vorschädigung der Rohre: die Versagenszeit liegt bei 20 % Wandstärkenschwächung bei 265 Tagen; bei 30 % Schwächung ist diese Zeit 34-mal kleiner. Bei nicht druckentlasteten Dampferzeugern bzw. bei geringerem Primärkreisdruck (Leckstörfall) ist mit keinem induzierten Dampferzeugerheizrohrleck zu rechnen.

Im Falle eines induzierten Dampferzeugerheizrohrlecks kann es zur Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung kommen, wenn die Frischdampfsicherheitsventile ansprechen und nicht wieder vollständig schließen.

Die Bestimmung der Temperatur der Heizrohre hat im Rahmen der anlagen- und unfallspezifischen Analysen zu erfolgen.

Im Falle des temperaturinduzierten Versagens der Primärkreisleitung kommt es danach nicht mehr zum Versagen der Dampferzeugerheizrohre. Am RDB-Stutzen der heißen Leitung sind die Temperaturen wesentlich höher als im Dampferzeuger (siehe Abschnitt 7.2.3.3 für eine Diskussion des Primärkreisversagens). Außerdem können höhere Differenzdrücke auftreten (im Dampferzeuger können sekundärseitig noch maximal etwa 8 MPa herrschen). Aus der Monte-Carlo-Rechnung ergibt sich z. B. für eine deutsche DWR-Anlage eine wesentlich höhere Wahrscheinlichkeit des Versagens der heißen Leitung am RDB-Stutzen als für DE-Heizrohre.



**Abbildung 7-1: Versagenszeit als Funktion der Spannung für verschiedene Temperaturen**

### 7.2.3.3 Beispiel für Versagen der heißen Primärkreisleitungen

In /LOE 00/ wird der Temperaturverlauf der heißen Kühlmittleitung diskutiert, wenn der RDB-Druck dem Ansprechdruck des Druckhaltersicherheitsventils entspricht. Es ergibt sich ein Unsicherheitsband der Temperatur bei der Kernumlagerung in das untere Plenum zwischen 1050 K und 1350 K (Gleichverteilung). Der Hauptbeitrag der Bandbreite resultiert aus Unsicherheiten über den Kernschmelzablauf.

Die Versagenstemperatur der Kühlmittleitung bei Betriebsdruck wurde zu 1093 K bis 1118 K bestimmt (Gleichverteilung), die der Volumenausgleichsleitung um 1253 K. Die Kühlmittleitung versagt daher mit Sicherheit zuerst, eine Bandbreite für die Volumenausgleichsleitung war daher nicht erforderlich.

Die Überlagerung von Temperaturen und Grenzbelastbarkeit ergab folgende mittlere Wahrscheinlichkeiten für das Versagen und somit für einen Druckabfall /GRS 01/:

- 0,14 für Hochdruck (HD)-Kernschadenzustände, bevor das Kernmaterial in das untere Plenum des RDB umgelagert wird;
- 0,24 für Druckabfall zwischen Kernumlagerung und RDB-Versagen, wenn bei der Kernumlagerung Hochdruck herrscht.

Die Verteilungen um diese Mittelwerte wurden in einer Monte-Carlo-Simulation behandelt, jedoch ist dieses Teilergebnis in der Analyse nicht separat ausgewiesen worden.

Für eine deutsche SWR-Anlage erreicht bei unterstellten Unfallabläufen mit vollständigem Ausfall der Energieversorgung und Versagen der RDB-Druckentlastung die Temperatur der Frischdampfleitung bis zu 1100 K, wobei der Druck dem Ansprechdruck des Sicherheitsventils entspricht. Die Grenzbelastbarkeit für die Frischdampfleitung wurde wie folgt abgeschätzt:

673 K	823 K	973 K	1055 K
23 MPa	15 MPa	5,3 MPa	0,0MPa

Es gibt Hinweise, dass die Frischdampfleitung am Reduzierstück am RDB am stärksten belastet ist, und zwar insbesondere auch durch Biegekräfte infolge temperaturbedingter axialer RDB-Ausdehnung. Die genannten Zahlenwerte sind jedoch mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Da die ermittelte Temperatur jedoch weit über der Grenzbelastbarkeit liegt, ist mit hoher Wahrscheinlichkeit von einem Versagen auszugehen.

Neben der „positiven“ Wirkung der Vermeidung des RDB-Versagens unter hohem Druck durch das Versagen der Leitung sind auch negative Aspekte, nämlich die hohe Druck- und Temperaturbelastung des SHB und das mögliche, damit verbundene Versagen des SHB zu berücksichtigen.

## 7.2.4 Empfehlung

Die Zeitbereiche für die rechtzeitige manuelle Einleitung der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs für den DWR sind anlagenspezifisch unter Berücksichtigung der Kriterien aus dem Abschnitt 7.2.2.1 und Abschnitt 7.6 zu ermitteln. Die Wahrscheinlichkeit für eine erfolgreiche aktive Druckentlastung kann mit den Methoden zur Bewertung menschlicher Handlungen (siehe Methodenband /MET 05/, Abschnitt 3.4) ermittelt werden.

Da Druck- und Temperaturverläufe anlagenspezifisch sind, muss die Bewertung des Primärkreisversagens auf entsprechenden deterministischen Rechnungen beruhen. Sind in den dafür geeigneten Rechenprogrammen Modelle zum Kriechversagen der Rohrleitungen enthalten, so können diese im Rahmen der PSA verwendet werden. Ist in diesen Rechenprogrammen kein Versagensmodell enthalten, so kann, basierend auf den ermittelten Druck- und Temperaturverläufen, mittels materialspezifischer Korrelationen (ähnlich denen in Abbildung 7-1) die Versagenswahrscheinlichkeit ermittelt werden. In jedem Falle ist ein hinreichender, sowohl die Modellunsicherheiten als auch die aus den Unfallabläufen herrührenden Unsicherheiten abdeckender Bereich für Druck- und Temperaturverläufe heranzuziehen.

## 7.3 RÜCKHALTUNG EINES TEILZERSTÖRTEN KERNS IN KÜHLBARER KONFIGURATION

### 7.3.1 Beschreibung

Beginnt die Bespeisung des (teil-)zerstörten Reaktorkernes hinreichend lange vor dem RDB-Versagen, besteht die Möglichkeit, ein Versagen des RDB zu verhindern und das Kernmaterial im RDB zurückzuhalten. Im vorliegenden Abschnitt wird zunächst beschrieben, wie die Wahrscheinlichkeit dafür zu ermitteln ist, dass Bespeisungssysteme ab einem bestimmten Zeitpunkt (wieder) funktionsfähig sind.

Falls der Kernzerstörungsvorgang schon weit fortgeschritten ist, kann auch eine Bespeisung den weiteren Zerstörungsprozess und eine Umlagerung von Kernmaterial in das untere Plenum nicht mehr aufhalten. Die Bewertung der Rückhaltungsmöglichkeit ist mit großen Unsicherheiten behaftet, weil die verfügbaren Analyseprogramme die Vorgänge bei fortgeschrittener Kernzerstörung nur ungenau abbilden, zumal auch nicht nur der Anteil der Kernzerstörung, sondern auch die Konfiguration des Kernmaterials von Bedeutung ist. Es wird eine Anleitung gegeben, wie die Wahrscheinlichkeit für die Rückhaltung ermittelt werden kann.

Die Funktionsfähigkeit der RDB-Bespeisungssysteme ist eines der Merkmale der Kernschadenzustände und die Wahrscheinlichkeit dafür wird im Rahmen der PSA der Stufe 1 mit den dort verfügbaren Methoden ermittelt.

Eine verspätete Einspeisung kann in der Regel das RDB-Versagen nicht mehr verhindern, hat aber möglicherweise Einfluss auf die ex-vessel-Phase (Druckaufbau im Sicherheitsbehälter, Kühlbarkeit der Kernschmelze).

### 7.3.2 Methode zur Ermittlung der Verzweigungswahrscheinlichkeit zur Kernrückhaltung im RDB

Die Versagenswahrscheinlichkeiten für jedes Bespeisungssystem werden in den Analysen der Stufe 1 der PSA ermittelt. Diese Information muss bei getrennten Rechenprogrammen für die Stufen 1 und 2 ein expliziter Bestandteil der Merkmale der Kernschadenzustände sein. Bei einem einheitlichen Rechenprogramm können diese Informationen implizit verarbeitet werden, ohne sie speziell auszuweisen.

Nach dem Beginn des Sumpf-Umwälzbetriebs werden die Bespeisungssysteme mit hoch kontaminiertem und möglicherweise auslegungüberschreitend erhitztem Wasser beaufschlagt. Es ist zu prüfen, ob die in der Stufe 1 ermittelten Versagenswahrscheinlichkeiten unter diesen Bedingungen übertragbar sind.

Es ist die Wahrscheinlichkeit dafür zu ermitteln, dass nach einem Bespeisungsbeginn der teilzerstörte Reaktorkern im Kernbereich dauerhaft zurückgehalten werden kann.

Bei SWR ist hierbei auch zu berücksichtigen, dass infolge einer Bespeisung Rekritikalitäten entstehen können, wenn die Bespeisung mit unboriertem Wasser erfolgt. Da das Absorbermaterial der Steuerstäbe in der Regel vor dem Kernbrennstoff schmilzt und sich im Kern nach unten verlagert, können bei einer Flutung derart betroffene Bereiche lokal kritisch werden. Wahrscheinlichkeit und Folgen einer derartigen Rekritikalität sind zu untersuchen.

Grundsätzlich ist die Wahrscheinlichkeit für eine Rückhaltung hoch, wenn die Bespeisung bei noch geringem Zerstörungsgrad beginnt, und sie ist niedrig, wenn die Kernzerstörung bei Bespeisungsbeginn weit fortgeschritten ist.

Der gegenwärtige experimentell begründete Kenntnisstand ist in /HER 07/ unter Verwertung der QUENCH-Versuche zusammengefasst.

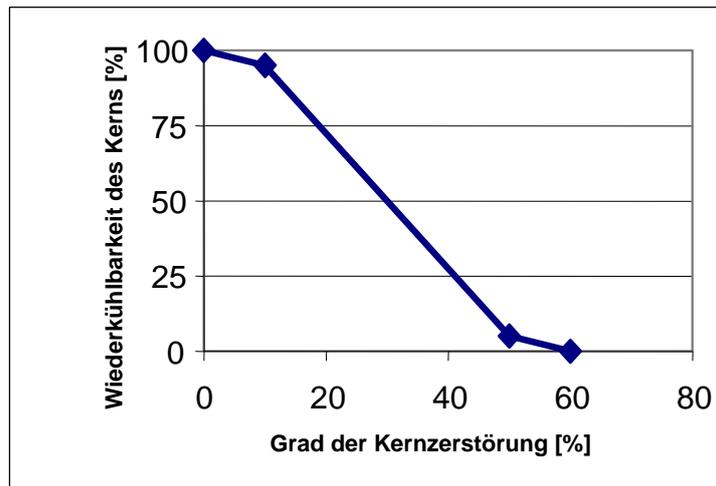
Es lässt sich schließen, dass bei Kerntemperaturen bis maximal 2200 K und Bespeisungsraten von mindestens 1 g/s pro Brennstab eine erfolgreiche Kühlung im ursprünglichen Kernbereich anzunehmen ist. Die dabei entstehende Wasserstoffmenge kann erheblich sein und muss bei der Analyse berücksichtigt werden. Hierbei bestehen jedoch erhebliche Unsicherheiten, vor allem wenn vor dem Bespeisungsvorgang nur eine relativ geringe Menge an Wasserstoff entstanden ist.

Es ist eine Abhängigkeit zwischen dem Grad der Kernzerstörung beim Bespeisungsbeginn und der Wahrscheinlichkeit für die Rückhaltung zu ermitteln. Dies geschieht in folgenden Schritten:

1. Aus den vorliegenden deterministischen Analysen ist zu ermitteln, mit welchem zeitlichen Gradienten die Kernzerstörung (in ihrer obigen Definition) abläuft. Dieser Gradient kann für unterschiedliche Arten von Unfallabläufen verschieden sein.
2. Es ist zu ermitteln, wann die Bespeisung beginnt (siehe auch Abschnitt 7.2).
3. Die Möglichkeit für die Rückhaltung im Kernbereich in Abhängigkeit vom Kernzerstörungsgrad beim Bespeisungsbeginn kann aus einschlägigen deterministischen Rechnungen oder, im Falle eines DWR, direkt aus Abbildung 7-2 abgeleitet werden.

### 7.3.3 Beispiel für DWR

Die Abbildung 7-2 zeigt die Wahrscheinlichkeit einen teilzerstörten Kern wieder zu kühlen in Abhängigkeit des Zerstörungsgrades am Beispiel Konvoi (vgl. /LOE 00/, Abschnitt 4.2). Als Maß für die Kernzerstörung ist der Anteil des Brennstoffs an der Gesamt-Brennstoffmasse zu verstehen, der geschmolzen ist. Diese Abbildung geht davon aus, dass der Massenstrom der Bespeisung der Mindestanforderung zur Verhinderung eines Kernschadens entspricht. Bei geringeren Massenströmen kann diese Abbildung nicht verwendet werden.



**Abbildung 7-2: Wahrscheinlichkeit der Wiederkühlbarkeit eines teilzerstörten Kerns in Abhängigkeit des Zerstörungsgrades des Kerns beim Bespeisungsbeginn**

### 7.3.4 Beispiel für SWR

Aus MELCOR-Analysen wurde für SWR abgeleitet, dass bei ausgefallener Kernnotkühlung das Steuerstabkühlwasser und das Dichtungssperrwasser maßgeblich den Unfallablauf in der Spätphase und damit die Frage eines möglichen RDB-Versagens bestimmen. Gelingt es, den minimalen Füllstand nicht unter Kernmitte absinken zu lassen, ist mit keiner Kernzerstörung und damit auch mit keinem RDB-Versagen zu rechnen. Bei einem niedrigeren minimalen Füllstand bis zu einem Drittel ist mit einem teilzerstörten Kern, aber keiner nennenswerten Umlagerung in das untere Plenum zu rechnen. Eine Umlagerung ist zu erwarten, falls der minimale Füllstand ein Drittel Kernhöhe unterschreitet.

Die Reichweite der Ressourcen für das Steuerstabspülwasser und das Dichtungssperrwasser ist zu berücksichtigen.

### 7.3.5 Empfehlung

Bei Kerntemperaturen bis maximal 2200 K und Bespeisungsraten von mindestens 1 g/s pro Brennstab kann eine erfolgreiche Kühlung im ursprünglichen Kernbereich angenommen werden. Die dabei entstehende Wasserstoffmenge kann erheblich sein und muss bei der Analyse berücksichtigt werden.

Das Ergebnis der Abbildung 7-2 kann im Rahmen der inhärenten Unsicherheiten generisch für alle DWR benutzt werden.

Eine vereinfachende Interpretation der Abbildung 7-2 kann für SWR und DWR dahingehend vorgenommen werden, dass:

- eine Vermeidung des RDB-Versagens unter Schmelzeinfluss mit einer Wahrscheinlichkeit 1 anzunehmen ist, falls eine Druckentlastung und eine aktive Sicherheitseinspeisung eintreten, bevor eine 30 %-ige Kernzerstörung überschritten ist,
- ein RDB-Versagen anzunehmen ist, falls eine Druckentlastung später (Kernzerstörung > 30 %) erfolgt, auch wenn eine Sicherheitseinspeisung dann wieder verfügbar ist.

## 7.4 SCHMELZE-WASSER-WECHSELWIRKUNG

### 7.4.1 Beschreibung

Bei der Kernumlagerung in das untere Plenum ist der Wasserstand dort meist noch in der Nähe der Kerngitterplatte. Folglich gelangt das heiße Kernmaterial in eine Wasservorlage. Dabei wird u. a. Wasser verdampfen und der Druck ansteigen. Dieser Vorgang kann unenergetisch ablaufen, es ist jedoch auch theoretisch möglich, dass er explosionsartig verläuft (Dampfexplosion) und gravierende Schäden verursacht. Für den Unfallablauf sind folgende Arten von Schäden zu unterscheiden und ihre Wahrscheinlichkeiten sind zu ermitteln:

- Abriss des RDB-Deckels mit nachfolgender Beschädigung des SHB („alpha-mode-Versagen“),
- Leck oder Bruch am unteren wasserbenetzten Teil des RDB,
- Leck oder Bruch an einer temperaturmäßig vorbelasteten Komponente des Reaktorkühlkreislaufs.

Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter wurde über mehrere Jahrzehnte hin als einer der wichtigsten Beiträge zum frühen Versagen des SHB angesehen und daher wurden umfangreiche Experimente an mehreren Institutionen durchgeführt. Basierend auf diesen Arbeiten wird heute allgemein angenommen, dass die Wahrscheinlichkeit eines alpha-mode-Sicherheitsbehälterversagens (durch Aufprall des RDB-Deckels) auf Grund einer Dampfexplosion als recht gering anzusehen ist. Insbesondere kann aus vielen Experimenten mit realem Material (UO<sub>2</sub> statt Thermit, das in den meisten Experimenten verwandt wurde), wie sie etwa an der FARO Anlage in Ispra durchgeführt worden sind, geschlossen werden, dass eine heftige Dampfexplosion nur bei starkem externen (d. h. experimentell absichtlich ausgelöstem) Trigger, der im Unfallablauf in dieser Intensität eher nicht anzunehmen ist, auftreten kann /MAG 01/.

## 7.4.2 Methode zur Wahrscheinlichkeitsermittlung der Folgen einer Dampfexplosion

Es wurden umfangreiche Arbeiten zum Komplex der Dampfexplosion z. B. im FZK durchgeführt /STR 99/. Von der GRS wurde im Rahmen einer PSA der Stufe 2 für eine Konvoi-Anlage ein einfaches Dampfexplosions-Rechenmodell entwickelt /LOE 00/. Beide Ansätze erlauben eine Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit eines Sicherheitsbehälterversagens auf Grund einer Dampfexplosion. Dabei werden mögliche Lasten aus der Dampfexplosion mit der Grenzbelastbarkeit des RDB verglichen.

Das generelle Vorgehen geschieht in folgenden Schritten:

1. Es ist festzulegen, mit welchem Massenstrom Kernmaterial aus dem Kernbereich in das untere Plenum gelangt. Die Umlagerung kann entweder durch die Öffnungen der Kerngitterplatte geschehen oder die Kerngitterplatte kann insgesamt versagen. Die Ergebnisse von integralen Unfallanalysen können als Orientierung dienen, aber es ist eine sehr große Bandbreite für den Umlagerungsvorgang anzunehmen.
2. Ermittlung der Schmelzmasse (bzw. der darin enthaltenen thermischen Energie), die mit Wasser wechselwirken kann. Hierfür kann ein entsprechendes Rechenprogramm (z. B. IKE-JET/IKEMIX des IKE der Universität Stuttgart) zum Einsatz kommen. Aus der infolge des Strahlzerfalls der Schmelze-Strömung resultierenden vorfragmentierten Schmelzmasse, die sich mit Wasser ohne einen größeren Dampfanteil (< 60 %) vermischt, ergibt sich die reaktionsfähige Schmelzmasse. Z. B. ist das Rechenprogramm IKEJET/IKEMIX an verschiedenen Experimenten zur Vorfragmentierung (FARO L-28, FARO L-31, PREMIX PM16) validiert /NED236(2006)2026pp/ und wurde im Rahmen eines OECD-Projektes SERENA für die Ermittlung der Schädigungspotentiale der Dampfexplosion verwendet.
3. Ermittlung der mechanischen Energie des Explosionsprozesses, die sich mittels sogenannter Konversionsfaktoren aus der thermischen Energie ableiten lässt. Diese Konversionsfaktoren werden aus den zahlreichen einschlägigen Experimenten abgeleitet, die weltweit durchgeführt wurden.
4. Vergleich der mechanischen Energie des Explosionsprozesses mit der Grenztragfähigkeit des RDB-Deckels. Die Grenztragfähigkeit wird aus einschlägigen Experimenten („BERDA“) am FZK ermittelt. Dabei erfolgte die Energieübertragung an den RDB-Deckel über einen nach oben beschleunigten Flüssigkeitspfropfen. Da viele Experimente unter unterschiedlicher Berücksichtigung der RDB-Einbauten durchgeführt worden sind, können die Experimente für verschiedene Anlagen herangezogen werden.

## 7.4.3 Beispiele

### 7.4.3.1 Beispiel für den DWR

1. Es wird die maximale Menge der Schmelze abgeschätzt, die im unteren Plenum des RDB instantan mit Wasser wechselwirken kann. Basis hierfür sind Rechnungen zur Vorfragmentierung, die mit den FZK Programmen MATTINA/MC3D durchgeführt worden sind. Diese Programme sind an FZK-Experimenten zur Vorfragmentierung, den QUEOS-Experimenten validiert. Daraus ergibt sich, basierend auf einem Kern von 110 Mg, eine maximale Menge von 2,3 Mg, entsprechend einem Energieinhalt (Erstarrungsenthalpie) von 3 GJ. Die vorgeschlagene Massenverteilung liegt zwischen 0,4 und 1,5 Mg, entsprechend 0,5 und 2 GJ. Aus der so abgeschätzten Energiemenge lässt sich der Druckaufbau durch Dampfproduktion im RKL abschätzen, der relevant wird, wenn der nachfolgend beschriebene mechanische Energieeintrag nicht zum RDB-Versagen führt.
  - Um Bewertungsunsicherheiten abzudecken, wurden folgende Energieverteilungen geschätzt:
  - Rechtecksverteilung zwischen 0,1 und 3 GJ
2. Die Konversion der thermischen Energie in mechanische (kinetische) Energie kann basierend auf den ECO-Experimenten des FZK abgeschätzt werden. In den meisten Experimenten wurde ein Konversionsfaktor kleiner 1 % gemessen; in einigen Experimenten mit künstlich produzierten „multiple jets“ wurden

bis zu 3 % gemessen, vgl. /CHE 01/, /CHE 02/, /CHE 03/. In der Literatur gibt es gemessene Werte von maximal 15 % /CHE 03/.

- Um Bewertungsunsicherheiten abzudecken, wurden folgende Konversionsverteilungen geschätzt:
- Rechtecksverteilung zwischen 0,001 und 0,2.

3. Um die maximale kinetische Energie zu bestimmen, die vom RDB abgetragen werden kann, wurden am FZK die BERDA-Experimente durchgeführt. Dabei wird eine nach oben beschleunigte kohärente Flüssigkeit (Flüssigkeitspfropfen) angenommen. Die bisher durchgeführten Experimente wurden ergänzt durch theoretische Überlegungen zum Energieeintrag nach unten und zur Seite. Diese Untersuchungen sind in einer Matrix zusammengefasst /KRI 00/ mit der radialen Expansion als einem der Parameter.

Um Bewertungsunsicherheiten über die Art des Expansionsvorganges abzudecken, wurden folgende Verteilungen geschätzt:

- Lastabtragungsfähigkeit des RDB-Deckels: Rechtecksverteilung zwischen 150 MJ und 7,0 GJ
- Lastabtragungsfähigkeit des RDB-Bodens: Gauss-Verteilung um 1 GJ mit einer Standardabweichung von 0,2 GJ
- Anteil der mechanischen Energie, die in den Schmelzpfropfen geht: Rechtecksverteilung zwischen 0 und 0,4.

Mit diesen Annahmen und unter Zuhilfenahme eines Monte-Carlo-Programms ergeben sich folgende Wahrscheinlichkeiten für das Versagen des RDB-Deckels (für welches dann konservativerweise auch ein Versagen des SHB angenommen wird):

- Abheben des Deckels:  $4,0 \times 10^{-5}$
- Versagen der Kalotte:  $2,5 \times 10^{-4}$

pro Kernschmelzereignis mit Absturz des Kerns in das untere Plenum.

Die beschriebenen Überlegungen gelten streng genommen nur für den DWR: die hier herangezogenen BERDA-Experimente wurden für einen skalierten DWR-RDB durchgeführt und den Überlegungen zur radialen Expansion sind typische DWR-Eigenschaften (z. B. große Eisenstrukturen um den Kernmantel, „heavy reflector“) zugrunde gelegt. Jedoch geben die oben angegebenen Werte mit ihrer großen Bandbreite auch Anhaltswerte für andere Anlagen.

Diese Abschätzungen sind in Übereinstimmung mit Expertenschätzungen, die im Nachgang zum NUREG 1150 /NRC 90/ durchgeführt wurden /BAS 96/.

### 7.4.3.2 Beispiel für eine Konvoi-Anlage

In /LOE 00/ wird ein einfaches Dampfexplosions-Rechenmodell und seine für eine Konvoi-Anlage geltende Anwendung beschrieben.

1. Ermittlung der reaktionsfähigen Schmelzemasse im unteren Plenum:

Die Bewertung des Umlagerungsvorganges in das untere Plenum und der sich daraus ergebenden reaktionsfähigen Schmelzemasse ist mit sehr hohen Unsicherheiten behaftet. Eine kontinuierliche Kernmaterialumlagerung analog zur kontinuierlichen Kernzerstörung ist nicht zu erwarten. Vielmehr wird der Umlagerungsvorgang zeitweise durch Krustenbildung aufgehalten und setzt nach Zerstörung der Krusten verstärkt wieder ein (vgl. TMI-2 Ereignis). Eine Variabilität des Schmelzestroms von wenigen kg/s bis zu 18750 kg/s ist zu unterstellen. Ferner ist damit zu rechnen, dass sich das umlagernde Material bis zu einer Zeitdauer von 12 s (Hochdruckfall) bzw. 2 s (Niederdruckfall) ansammelt, bevor die Dampfexplosion ausgelöst wird. Die Zeitdauer der Reaktionsfähigkeit der Schmelzepartikel im unteren Plenum ergibt sich aus einem einfachen Rechenmodell für das Aufbrechen von Schmelzestrahlen und der Partikelgröße. Alle Bandbreiten der in die Rechenmodelle eingehenden unsicheren Parameter wurden mittels Expertenbefragung ermittelt.

2. Ermittlung des isentropen Arbeitspotenzials der Schmelze-Wasser-Reaktion bei einer theoretischen Expansion des Reaktionsgebietes auf 0,1 MPa:

Hier ist ein Wert von etwa 600 bis zu 840 J/g Schmelze anzusetzen, der sich aus thermodynamischen Grundlagen ergibt.

3. Ermittlung des realen Arbeitspotenzials:

Es beträgt 5 % bis 40 % des isentropen Potentials. Dieser Wertebereich ist aus zahlreichen Experimenten abgeleitet.

4. Ermittlung des Anteils des realen Arbeitspotenzials, das in der so genannten akustischen Phase der Reaktion auf den unteren Teil des RDB wirkt:  
Dieser Anteil beträgt 0,5 % bis zu 11 %. Diese Schätzung ist sehr unsicher.
5. Bestimmung, ob der RDB-Boden versagt:  
Ab einem Arbeitspotenzial in der akustischen Phase von über 150 MJ versagt der RDB-Boden. Diese Grenztragfähigkeit des RDB-Bodens (die im Beispiel für den DWR, Abschnitt 7.4.3.1 nicht behandelt wird), ist aus strukturdynamischen Rechnungen abgeleitet.
6. Ermittlung der zur vertikalen Expansion verfügbaren mechanischen Arbeit:
  - a) ohne Versagen am RDB-Boden:  
100 % des realen Arbeitspotenzials abzüglich des o.g. Anteils auf den unteren Teil des RDB in der akustischen Phase,
  - b) mit Versagen des RDB-Bodens:  
25 % des realen Arbeitspotenzials abzüglich des o.g. Anteils auf den unteren Teil des RDB in der akustischen Phase.
7. Ermittlung der tatsächlich geleisteten nach oben gerichteten Expansionsarbeit unter den im RDB herrschenden Beschränkungen (Gegendruck, begrenztes Expansionsvolumen) aus einer polytropen Zustandsänderung: Bei Niederdruck-Fällen werden bis zu 100 % des realen Arbeitspotenzials abzüglich des o. g. Anteils auf den unteren Teil des RDB wirksam. Bei Hochdruck-Fällen ist dieser Anteil wesentlich (bis hinunter zu 10 %) geringer.
8. Vergleich der geleisteten mechanischen Arbeit mit der Grenzbelastbarkeit des RDB-Deckels: Auf Grund der höheren Temperaturen von Einbauten und RDB bei Hochdruckfällen (Ergebnis integraler Rechenprogramme) ist die Grenzbelastbarkeit bei Hochdruckfällen geringer.  
Die Interpretation der FZK-BERDA-Experimente ergibt als Grenztragfähigkeit:  
0,9 bis 2,0 GJ (bei RDB-Niederdruck) bzw. 0,25 bis 0,7 GJ (bei RDB-Hochdruck).
9. Ermittlung der Temperatur (z. B. aus integralen deterministischen Unfallanalysen) und des Druckverlaufs (z. B. über polytrope Zustandsänderung der Dampfexplosions-Reaktionszone) in den an den RDB angeschlossenen Rohrleitungen (einschließlich der Dampferzeugerheizrohre) während der Expansion und Vergleich mit der temperaturabhängigen Grenzbelastbarkeit der Leitungen: Es ist zu berücksichtigen, dass die Leitungen bei Hochdruckfällen bereits nahe ihrer Grenzbelastbarkeit sein können und dass dann bereits relativ geringe Drucktransienten zu ihrem Versagen führen.

Dieses Rechenmodell liefert näherungsweise folgende in Tabelle 7-2 dargestellten Resultate (arithmetische Mittelwerte der berechneten Verteilungen) für bedingte Wahrscheinlichkeiten der verschiedenen möglichen Schäden am Reaktorkühlkreislauf. Dabei wurde in keinem Falle SHB-Versagen ermittelt.

**Tabelle 7-2: Resultate für bedingte Wahrscheinlichkeiten der verschiedenen möglichen Schäden am Reaktorkühlkreislauf (RKL)**

Druck im RDB bei Kernumlagerung und Art der Kernumlagerung	RDB-Deckelabriss	RDB-Bodenversagen	Rissbildung am RDB-Boden	Schäden an Kühlmittel-Leitungen	Keine Schäden am RKL
> 8 MPa, axial	< 0,0001	0,2	0,1	0,2	0,5
> 8 MPa, radial		0,0	0,1	0,2	0,7
2,5 bis 8 MPa, axial		0,04	0,04	0,0	0,92
2,5 bis 8 MPa, radial		0,0	0,0	0,0	1,0
< 2,5 MPa, axial		0,005	0,002	0,0	0,993
< 2,5 MPa, radial		0,0	0,0	0,0	1,0

### 7.4.3.3 Beispiel für eine Anlage vom Typ SWR

1. Ermittlung der reaktionsfähigen Schmelzmasse im unteren Plenum: Es wird angenommen, dass maximal zwei Steuerelemente ausreichend gleichzeitig versagen werden, um an der gleichen Dampfexplosion teilzunehmen. Somit wird eine reaktive Schmelzmasse angenommen, die eins bis acht BE entspricht. Es wird eine Verteilung zwischen 330 kg und 2600 kg angenommen.

2. Ermittlung des isentropen Arbeitspotenzials der Schmelze-Wasser-Reaktion: Die Schmelzemasse wird mit der Energiedichte von 336 kJ/kg multipliziert.
3. Für die Triggerwahrscheinlichkeit wird eine logarithmische Gleichverteilung zwischen 0,001 und 0,1 angenommen.
4. Konversionsfaktor zwischen thermischer und mechanischer Energie: Lognormalverteilung mit Erwartungswert 0,01 und Streufaktor 10.
5. Grenztragfähigkeit des RDB bei  $p = 10$  bar: 170 MJ im zylindrischen Teil, 400 – 800 MJ für den RDB-Deckel.

Dies gibt kombiniert eine Wahrscheinlichkeit für RDB-Versagen (bevorzugt am zylindrischen Teil, nicht am RDB-Deckel) von:

5 %-Fraktile:	0
50 %-Fraktile:	$8,3 \times 10^{-5}$
95 %-Fraktile:	$3,5 \times 10^{-4}$

Diese Wahrscheinlichkeit wird gleichzeitig als SHB-Versagenswahrscheinlichkeit angesetzt.

#### 7.4.4 Empfehlungen

Auf Grund der beiden Rechenbeispiele und unter Berücksichtigung der internationalen Literatur werden folgende Wahrscheinlichkeiten für großflächiges Sicherheitsbehälterversagen auf Grund einer in-vessel-Dampfexplosion generisch für alle DWR vorgeschlagen:

5 %-Fraktile:	$10^{-5}$
50 %-Fraktile:	$10^{-4}$
95 %-Fraktile:	$10^{-3}$

Die Verteilung kann, falls nicht direkt berechnet, als Dreiecksverteilung angenommen werden. Für SWR ist die gleiche Methodik anwendbar. Im Vergleich zum DWR sind die zahlreichen Einbauten des unteren Plenums (mit geringerem Potenzial für kohärente Schmelze-Wasser-Wechselwirkung mit großen beteiligten Schmelzmassen), der weniger druckfeste RDB, die andersartigen oberen Kerneinbauten und das potenziell größere Expansionsvolumen der Expansionszone von Bedeutung.

Die anderen Schädigungsarten des Reaktorkühlkreislaufs (siehe das Rechenbeispiel für die Konvoi-Anlage) treten überwiegend bei Hochdruckfällen auf. Wenn keine dampfexplosionsbedingte Schädigung eintritt, würde sich bei Hochdruckfällen mit hoher Wahrscheinlichkeit bald nach der Kernumlagerung ein Hochdruckversagen am RDB-Boden ergeben. Sofern gezeigt werden kann, dass das Hochdruckversagen am RDB-Boden mindestens vergleichbar gravierende Konsequenzen hat wie die anderen dampfexplosionsbedingten Schädigungsarten, kann die Ermittlung dieser dampfexplosionsbedingten Schädigungsarten entfallen.

### 7.5 WASSERSTOFFVERBRENNUNG

#### 7.5.1 Beschreibung

Im Zuge eines Kernschmelzunfalls können beträchtliche Mengen zündfähiger Gase, hauptsächlich Wasserstoff, erzeugt werden und zwar insbesondere:

- im Kernbereich während der Abschmelzphase durch Oxidation des Zirkons der Hüllrohre,
- in der Reaktorgrube im Zuge der Schmelze-Beton-Wechselwirkung.

Die Auswirkungen einer Verbrennung auf den SHB hängen von der Wasserstoffkonzentration, von der freigesetzten Wasserstoffmenge, der Wirkung von Wasserstoff-Rekombinatoren und der Dampfkonzentration ab. Die Wasserstoffkonzentration bestimmt auch die Art der Verbrennung:

- laminare Verbrennung (mit quasi-statischem Druckaufbau) mit Flammengeschwindigkeiten im Bereich einiger m/s,
- Beschleunigung der Flamme bis hin zur Schallgeschwindigkeit und schnelle Verbrennung,
- Überschlag einer schnellen Verbrennung in eine Detonation (deflagration to detonation transition, DDT).

Die Analyse der Reaktion des SHB auf eine Verbrennung setzt daher voraus:

- Analyse der möglichen Zustände des SHB (Menge und Verteilung von Wasserstoff, Dampf, Sauerstoff),
- Analyse der Zündbedingungen,

- Analyse der möglichen Verbrennungsvorgänge und der daraus resultierenden Lasten,
- Analyse des daraus resultierenden Verhaltens des SHB.

Bei den SWR mit kleinerem SHB ist der Wasserstoff darüber hinaus für den Druckaufbau bedeutsam.

### 7.5.2 Methode zur Ermittlung der SHB-Reaktion auf H<sub>2</sub>-Verbrennung

Im Rahmen deterministischer Sicherheitsanalysen wird das Verhalten des SHB im Falle einer Wasserstoffverbrennung für bestimmte Szenarien analysiert. Dabei kann folgendes Vorgehen angewandt werden:

1. Berechnung des Massen- und Energieeintrags unter Berücksichtigung der entsprechenden Bandbreiten in den SHB für die ausgewählten Szenarien, etwa mit Integralcodes wie sie auch im Rahmen der PSA angewandt werden, z. B. MELCOR, MAAP und ASTEC (siehe Abschnitt 7.5.3).
2. Berechnung der zeitabhängigen Gas- und Temperaturverteilung im SHB. Hierzu stehen sowohl „lumped parameter“-Rechenprogramme, wie COCOSYS und die anderen oben erwähnten Integralcodes, oder CFD Programme, wie CFX oder GASFLOW, zur Verfügung.
3. Berechnung des möglichen AICC-Druckes zu verschiedenen Zeitpunkten.
4. Bewertung des Potenzials der Flammenbeschleunigung bis hin zur Schallgeschwindigkeit im verbrannten Gas unter Berücksichtigung des isobaren Expansionsverhältnisses (Dichte nach Verbrennung dividiert durch Dichte vor der Verbrennung). Diese allein aus Gas- und Temperaturverteilung berechenbare Größe kann mit experimentell ermittelten Grenzwerten verglichen werden und daraus auf den Abschluss einer schnellen Verbrennung geschlossen werden /BRE 00/.
5. Bewertung des Potenzials einer durch Flammenbeschleunigung induzierten Detonation (DDT), falls Flammenbeschleunigung möglich, durch Vergleich der Detonationszellgröße (ebenfalls aus Gaskonzentration und Temperatur ermittelbar) mit einer charakteristischen Länge des Raumes (im Falle eines „lumped parameter“-Programms) oder der Gaswolke, innerhalb derer Flammenbeschleunigung möglich ist. Die Proportionalitätskonstante hierfür ist experimentell ermittelt worden /BRE 00/.

Wenn schnelle Verbrennung auf Grund des oben erwähnten Kriteriums (und eventuell weiterer, die Konservativität abbauender Kriterien) nicht ausgeschlossen werden kann, muss der Prozess der Verbrennung und die damit einhergehende Flammenbeschleunigung mit geeigneten Rechenprogrammen ermittelt werden. Hierfür kommen praktisch nur CFD-Programme, wie CFX und GASFLOW, in Frage.

Für die PSA der Stufe 2 kann dieses Verfahren nicht nur wegen des hohen Rechenaufwandes so nicht angewandt werden, sondern auch weil es nur Punktwerte für einzelne genau definierte Szenarien liefert. Die Verzweigungswahrscheinlichkeiten des UAB müssen aber eine Gruppe von Szenarien abdecken, die darüber hinaus in sich noch eine breite Variation beinhalten, etwa Position des Lecks, Orientierung des Lecks. Außerdem mündet ein solches Verfahren nicht direkt in Wahrscheinlichkeiten.

Es kann aber leicht modifiziert angewandt und damit der Bezug zum experimentellen Kenntnisstand über einen „Monte-Carlo“-Ansatz bewahrt werden. Dabei werden die essentiellen Parameter in einem plausiblen Bereich, der die szenarischen und programmtechnischen Unsicherheiten widerspiegelt, variiert und die resultierende Druckverteilung (als Vielfaches des AICC-Drucks) mit der entsprechenden Versagensdruckverteilung des SHB verglichen. Durch Vergleich der beiden Kurven erhält man dann direkt die Versagenswahrscheinlichkeit.

Insgesamt kann für das Verhalten des Sicherheitsbehälters nach einer Verbrennung vereinfachend unterstellt werden:

- Bei laminarer Verbrennung: AICC-Druck (dies ist eine sehr konservative obere Grenze),
- Bei nicht auszuschließender Flammenbeschleunigung: doppelter AICC-Druck,
- Bei DDT in Betriebsräumen: Versagen des SHB ohne weitere Analysen,
- Bei DDT in Anlagenräumen: Der SHB wird nur indirekt durch den Verbrennungsdruck belastet. Indirekte Belastungen des SHB durch beschleunigte Trümmer oder mechanische Lasten sind zu diskutieren.

### 7.5.3 Beispiel zur Ermittlung der Menge des Wasserstoffs

Wasserstoff wird im Verlauf der Kernzerstörung vor allem infolge der Oxidation von Zirkon durch Wasserdampf erzeugt. Dabei bestehen erhebliche Unsicherheiten über Details der Vorgänge, die dazu führen, dass die Bandbreite möglicher Wasserstoffmengen erheblich ist. Ein theoretischer oberer Grenzwert für die Wasserstoffmenge ergibt sich bei vollständiger Zirkonoxidation. Aus einer Masseneinheit Zirkon entstehen dann entsprechend den Molmassen 4/91 Masseneinheiten Wasserstoff.

Die im Unfallablauf entstehende Wasserstoffmenge wird aus integralen deterministischen Analysen und aus experimentellen Ergebnissen abgeleitet.

Für einen DWR mit einer Zirkonmasse von 32 Mg und mit einer dementsprechenden theoretischen Obergrenze von 1,4 Mg Wasserstoff wurde in /LOE 00/ folgende Verteilung der Wasserstoffmengen verwendet:

- 0,25 kumulative Wahrscheinlichkeit für 400 bis 600 kg
- 0,5 kumulative Wahrscheinlichkeit für 600 bis 800 kg
- 0,25 kumulative Wahrscheinlichkeit für 800 bis 1200 kg

Für DWR mit anderen Zirkonmassen können diese Wasserstoffmengen mit den Zirkonmassenverhältnissen multipliziert werden.

Ein SWR der Leistung 1000 MW enthält 53 Mg Zr. Hierbei ist zu berücksichtigen, dass etwa die Hälfte des Zr zu den Brennelementkästen gehört und nicht im selben Umfang oxidiert wird wie das Hüllrohr-Zr.

#### 7.5.4 Beispiel zur Ermittlung von Zündquellen und Zündwahrscheinlichkeiten

Falls ein brennbares Gemisch vorliegt, ist zusätzlich eine Zündquelle erforderlich, bevor eine Verbrennung stattfinden kann. Erfahrungen aus konventionellen Unfällen mit unkontrollierter Gasfreisetzung und den Ereignissen in TMI-2 und in Fukushima zeigen, dass sich z. B. in Gebäuden ein brennbares Gemisch bilden und über längere Zeit nicht reagieren kann, bevor es durch eine Zündquelle zur Verbrennung kommt. Bei trockenen Wasserstoff-Luft-Gemischen ist die zur Zündung notwendige Energie vergleichsweise gering.

Für den DWR sind im Wesentlichen vier Arten von Zündquellen von Bedeutung:

- a) stochastische Zündung durch Funken,
- b) thermische Zündung durch Rekombinatoren,
- c) kontinuierliche Verbrennung des freigesetzten Wasserstoffs bei hoher Temperatur (Schmelze-Beton-Wechselwirkung),
- d) Zündung durch heiße Partikel (eher nach RDB-Versagen).

Alle hier genannten Zündquellen führen nur zur Zündung, wenn ein zündfähiges Gemisch vorliegt. In /MAY 88/ wird folgende Korrelation für die Zündfähigkeit eines Gemisches angegeben:

$$[\text{H}_2\text{O}] < 100 - 37,3 \cdot \exp(-0,007 \cdot [\text{H}_2]) - 518 \cdot \exp(-0,488 \cdot [\text{H}_2])$$

Dabei sind  $[\text{H}_2]$  und  $[\text{H}_2\text{O}]$  die entsprechenden Volumenkonzentrationen in %.

##### 7.5.4.1 Vor RDB-Versagen

Es existieren drei Arten potenzieller Zündquellen:

- a) elektrische Einrichtungen, die beim Schalten oder bei ihrem Versagen (z. B. Leuchtstoffröhre, Glühlampen) Funken generieren,
- b) katalytische Rekombinatoren, deren Gasaustrittstemperatur oder Gehäuseteile oberhalb der Selbstzündungstemperatur (um 873 K) liegen kann,
- c) heiße Gase (Wasserstoff, Dampf), die im Falle eines Lecks in den SHB gelangen können.

Als dominant wird die Zündquelle b) angesehen.

Zündquelle b) kann zu einer Zündung zu einem günstigen Zeitpunkt führen. Als Anhaltspunkt kann eine Zündung durch Rekombinatoren spätestens dann unterstellt werden, wenn die Eintrittskonzentration am Rekombinator  $> 10\%$  beträgt.

Zündquelle c) ist relevant nur im Falle eines Lecks im heißen Strang; die Bedingungen in der Nähe des Lecks dürften jedoch im Allgemeinen dampfinert sein und eine Zündung (insbesondere des gesamten Wasserstoffs) ausgeschlossen sein.

Insgesamt ist davon auszugehen, dass mit hoher Wahrscheinlichkeit eine Zündung des vorhandenen Wasserstoffs erfolgt, wenn über längere Zeit ein zündfähiges Gemisch vorliegt. Der Zeitpunkt der Zündung ist unter Berücksichtigung der wirksamen Zündquellen anzusetzen. Es ist in der Regel eine erhebliche Unsicherheit über den Zündzeitpunkt zu unterstellen.

### 7.5.4.2 Beim RDB-Versagen

Die Zündwahrscheinlichkeit im SHB (außerhalb der Grube) ist abhängig von der dispergierten Schmelze (siehe Abschnitt 7.6) und damit vom Primärkreisdruck vor RDB-Versagen. In der Grube selbst ist mit einer Zündung zu rechnen, falls genügend Sauerstoff (etwa über die Kühlkanäle) zuströmen kann.

Für die Zündung des gesamten zu diesem Zeitpunkt im SHB befindlichen Wasserstoffs wird vorgeschlagen (jeweils Erwartungswerte):

- Unter 2 MPa RDB-Versagensdruck: 0
- 2 bis 8 MPa RDB-Versagensdruck: 0,5
- oberhalb 8 MPa RDB-Versagensdruck: 1.

Stehende Flamme in der Grube wird nachfolgend behandelt.

### 7.5.4.3 Nach RDB-Versagen

Findet nach RDB-Versagen eine Wechselwirkung der Schmelze mit dem Beton der Reaktorgrube statt, so werden heiße Gase (Dampf, Wasserstoff, CO<sub>2</sub> und CO) weit oberhalb der Selbstzündungstemperatur des Wasserstoffs freigesetzt.

Für das Vorhandensein von Zündquellen gilt dabei:

- In allen Räumen, in die Kernmaterial gelangt, liegt eine stetige Zündquelle vor.
- In Räumen, in denen sich kein Kernmaterial befindet, gelten die gleichen Annahmen wie vor dem RDB-Versagen.

Zum ersten Punkt sind zwei Fälle zu unterscheiden:

- a) In der Grube befindet sich genügend Sauerstoff, so dass eine kontinuierliche Verbrennung aufrechterhalten werden kann. In diesem Falle ist die Zündwahrscheinlichkeit 1; es ist anzunehmen, dass dann auch instantan der gesamte zu diesem Zeitpunkt noch aus der früheren Phase vorhandene Wasserstoff verbrennt.
- b) Eine Verbrennung in der Grube ist aus Mangel an Sauerstoff nicht möglich: in diesem Fall gelangt der Wasserstoff in den oberen Bereich des SHB wo er, bei allerdings deutlich niederen Temperaturen, sich mit der dortigen Atmosphäre mischt. In diesem Falle sind die katalytischen Rekombinatoren die wahrscheinlichste Zündquelle und es kann ein Verfahren wie „vor dem RDB-Versagen“ angewandt werden. Hierbei ist allerdings unter Berücksichtigung des schon vorher verbrannten und rekombinierten Wasserstoffs eine Korrektur hinsichtlich des reduzierten Sauerstoffgehaltes vorzunehmen.

## 7.5.5 Beispiel zur Ermittlung der Verbrennungslasten

### 7.5.5.1 Globale Bewertung von Verbrennungslasten

Das im vorliegenden Abschnitt beschriebene Vorgehen bei der globalen Bewertung von Wasserstoffverbrennungen setzt voraus, dass der SHB in einige wenige Zonen unterteilt wird (z. B. in Betriebs- und Anlagenträume und in einen peripheren Raum) und dass für diese Zonen die mittleren Atmosphärenbedingungen (z. B. Wasserstoffvolumenanteile, Druck, Temperatur) vorliegen. Auf dieser Grundlage kann der Druck bei Wasserstoffverbrennung wie nachfolgend beschrieben ermittelt werden. Die Angaben sind ein gekürzter Auszug aus /LOE 00/.

Als Grundlage für die Bestimmung von Druckerhöhungen infolge von Wasserstoffverbrennungen wird der adiabate isochore Verbrennungsdruck verwendet. Bei einer adiabaten isochoren Verbrennung wird die gesamte Reaktionsenergie verlustfrei dem Gasvolumen zugeschlagen. Aus der daraus entstehenden Temperaturerhöhung wird über die Gasgesetze die Druckerhöhung bestimmt. Lässt man dynamische Effekte durch Druckwellen zunächst außer Acht, ist der adiabate isochore Verbrennungsdruck der infolge einer Verbrennung entstehende maximal mögliche Druck.

Der Druckanstieg auf Grund einer adiabaten isochoren Verbrennung wird üblicherweise in Form eines Druckerhöhungsfaktors angegeben, der das Verhältnis der Absolutdrücke nach bzw. vor der Verbrennung angibt. Beispielsweise sind in /LOE 00/ folgende Stützpunkte enthalten:

Mittlerer verbrannter Wasserstoffvolumenanteil:

0,04   0,16   0,30   0,48   0,75

Druckerhöhungsfaktor:

2,2   5,8   8,0   6,9   4,4

Werte für dazwischen liegende verbrannte Wasserstoffvolumenanteile können durch Interpolation gewonnen werden.

Diese Werte gelten für eine Anfangstemperatur von 298 K. Bei höheren Anfangstemperaturen, wie sie im SHB während des Unfalles herrschen, sind die Druckerhöhungsfaktoren geringer. In /GRS 90/, S. 627 ist beispielsweise angegeben, dass der Druckerhöhungsfaktor bei 423 K nur etwa 75 % des Wertes bei 293 K beträgt. Die obigen Druckerhöhungsfaktoren können daher bei Anfangstemperaturen über 323 K mit dem Faktor  $323/T_{SHB}$  multipliziert werden.  $T_{SHB}$  ist dabei die im SHB herrschende Temperatur in K. Dieser Faktor hat beispielsweise bei der SHB-Temperatur 423 K den Wert 0,75.

Die bis hierher festgelegte Vorgehensweise zur Druckberechnung gilt für deflagrative Gemische. Die Behandlung detonativer Gemische wird nachfolgend beschrieben.

Detonationen verlaufen so schnell, dass die dabei entstehenden Spitzendrücke wieder abgefallen sind, bevor der SHB seine maximalen Dehnungen erreicht hat. In diesen Fällen ist der berechnete Spitzendruck zur Charakterisierung der Strukturbelastung nicht verwendbar. Zur Bestimmung der Belastung des SHB infolge einer Detonation wird deshalb ein effektiver SHB-Druck definiert und berechnet. Der effektive Druck ist derjenige quasistatische Druck, der dieselbe maximale Strukturbelastung bewirkt wie der Druck-Zeit-Verlauf der Detonation.

In /BRE 95/ werden mittels eines analytischen Rechenverfahrens folgende allgemeine Aussagen zum effektiven SHB-Druck von Wasserstoffverbrennungen hergeleitet:

- Langsame Verbrennungen (Deflagrationen) belasten den SHB (sowie Strukturen allgemein) mit dem effektiven Druck, der dem oben hergeleiteten korrigierten adiabaten isochoren Verbrennungsdruck des jeweiligen Gasgemisches entspricht.
- Schnelle Verbrennungen belasten einen typischen SHB, dessen Eigenfrequenz bei 5 – 12 Hz liegt, mit einem effektiven Druck, der dem doppelten adiabaten isochoren Verbrennungsdruck des jeweiligen Gasgemisches entspricht. Die Art der schnellen Verbrennung (Detonation, hochturbulente Deflagration oder Übergang von Deflagration zu Detonation) sowie weitere Parameter des Druckverlaufes (z. B. Maximaldruck oder Impuls) sind für die Belastung des SHB unwesentlich.

Wenn die bis hier beschriebenen Drücke infolge von Wasserstoffverbrennungen die Grenzbelastbarkeit des SHB bei Innendruckbelastung übersteigen, versagt der SHB.

Zusätzlich ist zu erwägen, ob am SHB lokale Leckagen entstehen können, weil Gegenstände unter Einwirkung von Verbrennungsdrücken den SHB indirekt beschädigen. Beispielsweise ist es denkbar, dass Kabelrassen abgerissen werden und dass die betroffenen schlagenden Kabel an ihrer Durchführung durch den SHB ein Leck verursachen. Im Rahmen einer PSA können derartige Fragen in der Regel nicht im Einzelnen geklärt werden. Um derartige Vorgänge nicht zu ignorieren, zugleich aber ihrem unwahrscheinlichen Charakter Rechnung zu tragen, kann hier mit einer Wahrscheinlichkeit von 0,0 bis 0,1 (Gleichverteilung) angenommen werden, dass der SHB ein auslegungsüberschreitendes Leck erhält, wenn in seinem Inneren eine Detonation stattfindet.

### 7.5.5.2 Beispiel für Verbrennungslasten auf Konvoi

In diesem Beispiel für eine Konvoi Anlage wird von mit einem „lumped parameter“-Programm berechneten Gaskonzentrationen und -temperaturen ausgegangen und über ein Monte-Carlo-Verfahren die Versagenswahrscheinlichkeit des SHB ermittelt.

Es wird die Wahrscheinlichkeit des Versagens des SHB aufgrund einer Wasserstoffverbrennung ermittelt basierend auf MELCOR-Rechnungen (Masse  $H_2$ , Gaskonzentrationen als Funktion der Zeit), mittels eines Monte-Carlo-Programms zur Ermittlung der Verbrennungslasten (laminare Verbrennung: AICC-Druck, schnelle Verbrennung oder Detonation: Faktor mal AICC-Druck) und der Ergebnisse der Strukturanalyse. Die Bandbreiten der einzelnen Ergebnisgrößen ergeben sich aus den aleatorischen Unsicherheiten (unterschiedliche Szenarien, die zu einem Kernschadenzustand beitragen) und epistemischen Unsicherheiten

(z. B. Grenzwert für Flammenbeschleunigung). Die Berechnung der Versagenswahrscheinlichkeit wird unter folgenden Randbedingungen durchgeführt:

- Erzeugte Menge H<sub>2</sub>: 600 – 850 kg, nach MELCOR je nach Kernschadenzustand,
- Maximale Masse im SHB zum Zeitpunkt einer möglichen Flammenbeschleunigung: 150 – 400 kg,
- entsprechend 3 – 15 Vol% H<sub>2</sub> in den Dampferzeugerräumen,
- Dampfkonzentrationen zwischen 30 und 90 Vol%, je nach Szenario und
- Temperaturen zwischen 375 und 400 K.

Die Bandbreiten für die Verteilungen zur Berechnung der Verzweigungswahrscheinlichkeit werden folgendermaßen angesetzt:

- Wasserstoffmasse: aleatorisch 10 %, epistemisch 20 %,
- Wasserdampfkonzentration: aleatorisch 1 %, Gauss,
- Wasserstoffkonzentration: aleatorisch 1 %, epistemisch 1 %, Gauss.

Zur Ermittlung der für die Flammenbeschleunigung relevanten H<sub>2</sub>-Konzentration wird die mittlere Konzentration des Raumes (aus „lumped parameter codes“) mit einem Überhöhungsfaktor multipliziert, der aus Erfahrungen mit CFD-Rechnungen herrührt:

Epistemisch:                    1,8, Minimum = 1,5 (entspricht 2  $\sigma$  einer Gauss-Funktion),  
Maximum = 2,1 (entspricht 2  $\sigma$  einer Gauss-Funktion), keine aleatorische Unsicherheit.

Außerdem werden benötigt:

- Die charakteristische Länge zur Bestimmung der Wahrscheinlichkeit von DDT; dritte Wurzel aus dem Volumen der DE-Räume eines Strangs, epistemische Unsicherheit: asymmetrische Gaussverteilung, 10 % nach unten, 20 % nach oben,
- Überhöhungsfaktor des AICC-Drucks bei schneller Verbrennung: 1.8, asymmetrische Verteilung von 1 bis 4 wegen epistemischer Unsicherheit,
- Grenzwert von  $\sigma$  für schnelle Verbrennung: epistemische Unsicherheit 15 %,
- Grenzbelastbarkeit des SHB.

Nur für zwei Kernschadenzustände, nämlich ein kleines Leck mit Abfahren über die Sekundärseite, sowie ein mittleres Leck, ergibt sich eine quantifizierbare Wahrscheinlichkeit für das Auftreten einer schnellen Verbrennung und DDT (0.3 und 0.4), jedoch in keinem Fall ein Versagen des SHB. Das heißt, die Kurven für die Lastverteilung und die Grenzbelastbarkeit überlappen sich nicht.

## 7.5.6 Empfehlung

Die im vorausgegangenen Abschnitt vorgeschlagenen Methoden liefern Ergebnisse, die stark anlagenspezifisch (z. B. Menge H<sub>2</sub>, Dampfkonzentration bzw. typspezifisches SHB-Volumen, Grenzbelastbarkeit und Verhalten des SHB) sind und daher nicht direkt auf andere Anlagen übertragen werden können. Aber die Methoden und die dabei angegebenen generischen Parameter, wie z. B. die Zündwahrscheinlichkeit, können für alle LWRs, bei denen zündfähige Gemische auftreten können, angewandt werden.

Die vorgeschlagenen Methoden sind allgemein anwendbar, die dargestellten Ergebnisse sind als Beispiel für einen 1300 MW<sub>e</sub>-DWR zu sehen, bei der Übertragbarkeit auf andere Anlagen sind insbesondere die Grenzbelastbarkeit des SHB sowie die Kapazität der autokatalytischen Rekombinatoren, das Zirkoniuminventar und das SHB-Volumen zu berücksichtigen.

## 7.6 VERSAGEN DES RDB UNTER HOHEM PRIMÄRKREIS-DRUCK

### 7.6.1 Beschreibung

Ein Versagen des RDB unter hohem Innendruck (> 8 MPa beim DWR) kann auf verschiedene Weise zum Versagen des SHB führen, weshalb der Bewertung der primärseitigen Druckentlastung beim DWR und der ADE beim SWR (inklusive des passiven Versagens einer heißen Primärkreisleitung) im Rahmen der PSA besondere Bedeutung zukommt und hier zusammenhängend behandelt wird. Alle Phänomene, die möglicherweise zum Versagen des SHB führen, hängen von der zeitlichen Entwicklung der RDB-Leckgröße und dem Zustand der Schmelze (Menge, Zusammensetzung) zum Zeitpunkt des RDB-Versagens ab. Da außerdem die Gestaltung des RDB-Bodens und die Geometrie des SHB, insbesondere der Reaktorgrube beim

DWR, stark in die Bewertung der Phänomene eingehen, sind alle Aussagen zum SHB-Versagen anlagentypspezifisch.

Die wesentlichen Belastungen des SHB resultieren aus:

- dem Eintrag fragmentierter Schmelze in den SHB und der plötzlichen Aufheizung seiner Atmosphäre (DCH). Zugleich können Oxidationsvorgänge (etwa des in der Schmelze befindlichen Zr) und Wasserstoffverbrennungen geschehen.
- der Belastung des SHB durch Trümmer, die dadurch entstehen, dass der RDB sich aus seiner Verankerung löst und sich nach oben bewegt.

Im Nachfolgenden wird zunächst auf die Ermittlung der Leckgröße und danach auf die Ermittlung der resultierenden Lasten eingegangen.

## **7.6.2 Methoden zur Beschreibung der Phänomene beim Hochdruckversagen des RDB**

### **7.6.2.1 Methode zur Ermittlung des RDB-Versagens**

Für den Unfallablauf ist es wesentlich, ob der RDB-Boden bei erhöhtem Druck kleinflächig oder mit einem großen Leck versagt. Es ist zunächst zu klären, ob in dieser Unfallphase der RDB-Boden von Wasser benetzt ist oder nicht.

Bei deutschen Druckwasserreaktoren ist im Allgemeinen davon auszugehen, dass die Reaktorgrube bis zum RDB-Bodenversagen trocken ist. Bei Siedewasserreaktoren ist es hingegen möglich, dass Leckagen, Überströmungen aus der Kondensationskammer oder Notfallmaßnahmen zu einem entsprechend hohen Füllstand im Steuerstabantriebsraum führen. Nachfolgend aufgeführte Bewertungen sind demnach zu unterscheiden.

#### **7.6.2.1.1 Siedewasserreaktor, nicht benetzter RDB-Boden**

Bei Siedewasserreaktoren befinden sich zahlreiche verschiedenartige Durchführungen im RDB-Boden. Diese werden unmittelbar mit heißem Kernmaterial im unteren Plenum beaufschlagt. Die zugehörigen Stützen werden im Inneren des RDB nach kurzer Zeit zerstört. Selbst wenn dann der Austritt von Kernmaterial in den Steuerstabantriebsraum zunächst noch behindert bleibt, z. B. durch Krustenbildungen oder Verstopfungen in Schutz- und Führungsrohren, ist damit zu rechnen, dass bei der Vielzahl von Durchführungen zumindest eine Durchföhrung versagt, bevor der RDB-Boden großflächig zerstört ist.

#### **7.6.2.1.2 Druckwasserreaktor, nicht benetzter Boden**

Nachfolgend wird davon ausgegangen, dass der RDB-Boden eines DWR keinerlei Durchführungen aufweist. Sollte dies nicht der Fall sein, ist die Diskussion zum Siedewasserreaktor sinngemäß anzuwenden. Zahlreiche experimentelle und analytische Untersuchungen weisen darauf hin, dass eine Kernschmelze im unteren Plenum die höchsten Wärmeflüsse an ihrem oberen seitlichen Rand entwickelt. Unter hohem Innendruck versagt der RDB jedoch schon bei relativ niedrigen mittleren Temperaturen, um 1000 K. Es ist daher zu prüfen, ob hinreichend Zeit für die Ausbildung eines großen Schmelzsees mit konvektivem Wärmetransport nach oben zur Verfügung steht oder ob die Belastung am Boden größer ist. Abhängig davon versagt der RDB entweder großflächig (Kalottengröße von der Ausbildung des Schmelzsees abhängig) oder kleinflächig am Boden. Ein weiteres Szenario, das zur lokalen Penetration des RDB-Bodens führen kann, liegt vor, wenn ein länger anhaltender Schmelzestrahle aus dem Kernbereich auf den RDB-Boden trifft. Die Wahrscheinlichkeit dafür scheint jedoch so gering, dass dieses Szenario im Allgemeinen ohne besondere Nachweise nicht zu unterstellen ist.

### **7.6.2.2 Methode zur Ermittlung der Auswirkungen auf den SHB**

Ein Versagen des SHB durch sich beim RDB-Versagen unter hohem Druck (> 2 MPa) bildende Trümmer lässt sich analytisch im Rahmen einer PSA nur schwerlich ermitteln. In Abschnitt 7.6.4.1 werden Empfehlungen für das Vorgehen im Rahmen einer PSA der Stufe 2 für den Fall des Hochdruckversagens gegeben.

Auswirkungen des direkten Wärmeeintrags aus Schmelzenpartikeln auf die Integrität des SHB (DCH) sind nur bei Versagen des RDB unter hohem Innendruck zu erwarten. Der aus dem direkten Wärmeeintrag resultierende Druckaufbau kann beim DWR noch verstärkt werden durch die Oxidation eines Teils des restlichen Zirkons der Schmelze und durch die Verbrennung des zu diesem Zeitpunkt im SHB befindlichen Wasserstoffs.

Nach Festlegung der Fragmentverteilung können einfache thermodynamische Annahmen (Temperaturlausgleich zwischen Fragmenten und Atmosphäre, adiabater Druckausgleich zwischen verschiedenen Räumen) benutzt werden, um den Druckaufbau zu berechnen unter Heranziehung von Experimenten zum Entrainment und Transport der Schmelzpartikel, wie z. B. die DISCO-Experimente.

Die Verteilung der Fragmente und der Druckaufbau können grundsätzlich auch mit integralen Rechenprogrammen berechnet werden. Dabei ist in der Regel jedoch die Fragmentverteilung vom Benutzer durch eine entsprechende Dateneingabe direkt zu steuern.

Bei der Ermittlung der Schmelzmasse, die fragmentiert den Kuppelbereich erreicht, ist zu berücksichtigen, dass in diesem Falle (RDB-Versagen unter hohem Druck) bedingt durch die Bewegung des RDB nach oben sich ein vergrößerter Abströmquerschnitt ergeben kann.

Die Druckverteilung im Falle eines Schmelzeaustrags unter hohem Innendruck lässt sich auf unterschiedliche Weise mit unterschiedlichem Aufwand ermitteln:

#### **A) Überschlägige Ermittlung des möglichen Druckniveaus**

Die vorstehend beschriebene Methode gibt eine grobe Abschätzung des möglichen Sicherheitsbehälterdrucks unter der Annahme:

- der Menge der dispergierten Schmelze,
- des Grades der Wärmeentspeicherung in die Sicherheitsbehälteratmosphäre,
- der zusätzlichen Oxidation von Zr,
- der zusätzlichen H<sub>2</sub>-Verbrennung.

#### **B) Thermodynamischer Ansatz zur Ermittlung des möglichen Druckniveaus**

Hierbei werden Fragmentverteilungen unterstellt und mit einfachen thermodynamischen Annahmen für einen Konvoi-DWR – zunächst ungeachtet weiterer Druckbeiträge aus Verbrennungen und Wasserdampf – ermittelt. Diese Methode ist in /LOE 00/ beschrieben.

#### **C) Detaillierte Berechnung des möglichen Druckniveaus**

Im Nachgang zu NUREG 1150-Aktivitäten /NRC 90/ wurden in den USA große Anstrengungen unternommen, das DCH Problem abschließend zu bewerten. In /PIL 96/ und den dort zitierten NUREG-Berichten wird eine Methode vorgeschlagen, bei der die Grubengeometrie durch das Verhältnis der Entspeicherungszeit der Schmelze zur Ausströmzeit berücksichtigt wird.

### **7.6.3 Beispiele**

#### **7.6.3.1 Beispiel zum RDB-Versagen**

##### **7.6.3.1.1 Experimente bei SNL zum RDB-Versagen unter hohem Innendruck (10 MPa)**

Bei den Sandia National Laboratories (SNL) /CHU 98/ wurden skalierte Experimente (linearer Skalierungsfaktor 4,85) zum RDB-Versagen bei einem Innendruck von 10 MPa durchgeführt. Der Wärmeeintrag erfolgte dabei durch direkte Beheizung der Behälterinnenwand mit verschiedener Wärmeverteilung:

- gleichmäßige Beheizung,
- Heizung bevorzugt im Zentrum der Bodenkalotte,
- Heizung bevorzugt im oberen Bodenkalottenbereich.

Bei allen sieben Versuchen mit 10 MPa (ein Versuch wurde bei 5 MPa durchgeführt) erfolgte das Behälterversagen in einem engen Temperaturbereich um 1000 K (900 K bis 1100 K). Die Ergebnisse (skaliert mit dem Faktor 4,852) für die Leckfläche unter Weglassung zweier Versuche mit Durchführungen am RDB-Boden sind:

- gleichmäßige Beheizung: 0,3 m<sup>2</sup>, 2,2 m<sup>2</sup>,
- Heizung bevorzugt am Boden: 0,0412 m<sup>2</sup>,
- Heizung bevorzugt am Rande: 0,0645 m<sup>2</sup>, 0,3 m<sup>2</sup>.

Die beiden Versuche mit Durchführungen am RDB-Boden ergaben ein uneinheitliches Bild:

1. gleichmäßige Beheizung, 30 Durchführungen jeweils 8,1 mm Durchmesser. Hierbei versagte eine Durchföhrung und es ergab sich die doppelte Leckfläche. Skaliert auf Reaktorbedingungen ergibt sich dabei eine Leckfläche von 50 cm<sup>2</sup>.
2. Heizung bevorzugt am Rande, 9 Durchführungen. Hierbei trat großfläches Versagen auf mit der skalierten Fläche von 3,58 m<sup>2</sup>.

Sofern die zu untersuchende Anlage ähnelich aufgebaut ist, können diese Daten zur Bestimmung der RDB-Versagenswahrscheinlichkeit (-fläche) verwendet werden.

### 7.6.3.2 Beispiele zum SHB-Versagen als Folge des Versagens des RDB unter hohem Druck

#### 7.6.3.2.1 Annahme zum Abheben des RDB

In der Deutschen Risikostudie, Phase B, /GRS 90/, S. 662, wird angenommen, dass der RDB des DWR Biblis-B bei zentralem Leck am RDB-Boden, Leckgrößen von mehr als 10 m<sup>2</sup> und einem RDB-Druck von mehr als 8 – 10 MPa, aus seiner Verankerung reißt und in Folge ein SHB-Versagen verursacht.

Auf Basis von /KTA 02/ ergibt sich beim 1300 MW<sub>e</sub>-DWR ein Abriss der Primärkreisleitungen bei einer Überschreitung der Zugkraft des RDB von 50 MN.

#### 7.6.3.2.2 Direct Containment Heating entsprechend Abschnitt 7.6.2.2

Die folgende, am Beispiel des Konvoi durchgeführte Abschätzung kann, unter Berücksichtigung der großen Bandbreiten für die einzelnen Parameter, auch als Anhaltswert für andere DWR genommen werden.

Die Wahrscheinlichkeitsverteilung des Druckaufbaus im SHB wurde mit Hilfe eines Monte-Carlo-Programms ermittelt unter folgenden Annahmen für das Beispiel einer Hochdrucktransiente:

Druck im RDB: 160 bar, Druck im SHB unmittelbar vor RDB-Versagen: 2 bar, Gaussverteilung mit  $\sigma$  von 10 %, Temperatur der Leitung: 1178 K, Gaussverteilung mit  $\sigma$  von 50 K, Masse UO<sub>2</sub>: 50,4 Mg, Gaussverteilung mit  $\sigma$  10 t nach unten, 20 t nach oben, H<sub>2</sub> im SHB: 192 kg, Gaussverteilung mit  $\sigma$  von 10 %, Restwasser: 0 kg, halbe Gaussverteilung mit Standardabweichung nach oben von 2500 kg.

Die Wahrscheinlichkeit eines Versagens des SHB durch DCH lässt sich aus der Überschneidung von Drucklast und Grenzbelastbarkeit (siehe Abbildung) ermitteln.

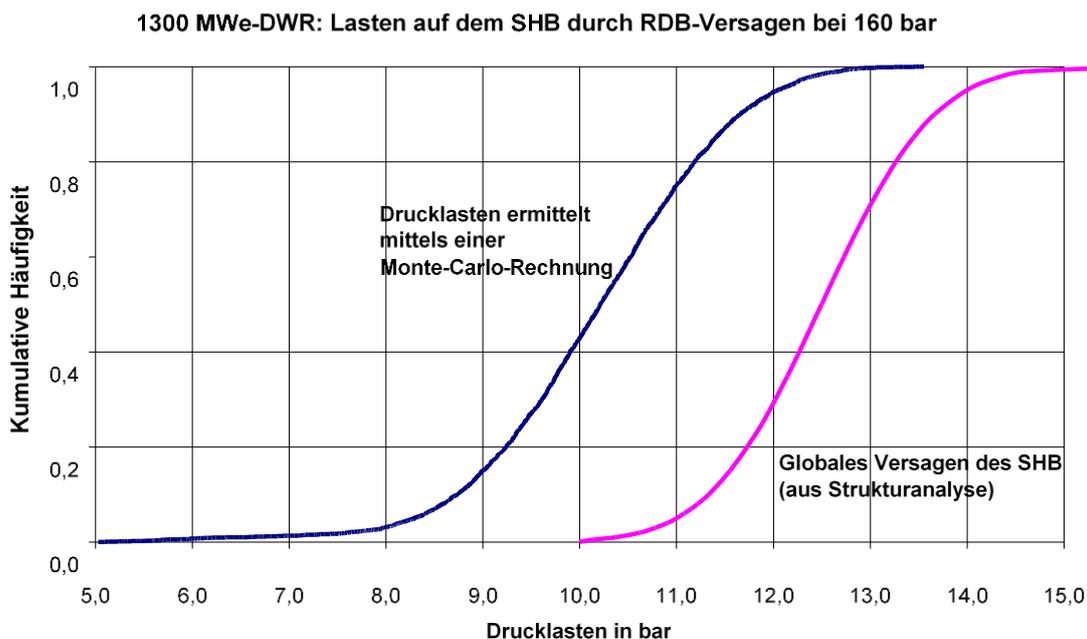


Abbildung 7-3: Einwirkung auf den SHB durch RDB-Versagen bei 160 bar

### 7.6.3.2.3 Beispiel zur DCH-Belastung bei Konvoi entsprechend Abschnitt 7.6.2.2

#### Allgemeine Annahmen:

Anfangsdruck im SHB:	0,3 MPa
Anfangstemperatur im SHB:	450 K
Gesamte ausgestoßenen Kernmasse:	150.000 kg
Anfangstemperatur der Schmelze:	3000 K
Wasserstoffzufuhr in den Anlagenraum:	400 kg

Tabelle 7-3: SHB-Druck als Folge von Schmelze- und Wasserstoffeintrag (aus /LOE 00/)

Angenommener Schmelzeanteil im Anlagenraum	Angenommener Schmelzeanteil in der Kuppel	Resultierende Temperatur im Anlagenraum [K]	Resultierende Temperatur in der Kuppel [K]	Resultierender SHB-Druck [MPa]
0	0	450	450	0,31
0,05	0,05	659	559	0,40
0,1	0,1	836	659	0,48
0,1	0,2	836	836	0,55

Die Daten in Tabelle 7-3 beziehen sich ausschließlich auf den Druckbeitrag durch Temperaturerhöhung und Wasserstoffeintrag. In /LOE 00/ wurde zur Bestimmung der SHB-Belastung zusätzlich eine potenzielle Wasserstoffverbrennung und der Druckbeitrag durch Wasserdampf berücksichtigt.

#### 7.6.3.2.4 Übertragung auf SWR

Bei der Übertragung dieser Fragestellung auf einen SWR – sofern dort ein großflächiges RDB-Bodenversagen zu unterstellen ist – ist zu berücksichtigen, dass ein großflächiges Versagen des RDB-Bodens unter hohem Druck den Steuerstabantriebsraum oder Schleusen an diesem Raum wahrscheinlich erheblich beschädigen wird. Ungeachtet der Frage nach dem Abheben des RDB ist daher von einem Versagen des SHB auf diesem Wege auszugehen.

### 7.6.4 Empfehlung

#### 7.6.4.1 Leckfläche beim RDB-Versagen

Die Experimente bei Sandia National Laboratories (SNL) /SAN 98/ interpretierend werden folgende Annahmen zur Leckfläche bei Versagen des RDB unter hohem Innendruck (> 8 MPa) jeweils als Dreiecksverteilung empfohlen:

Die nachfolgenden Daten gelten für RDB ohne Durchführungen am Boden (DWR):

- 5 %-Fraktile: 0,04 m<sup>2</sup>,
- 50 %-Fraktile: 0,3 m<sup>2</sup>,
- 95 %-Fraktile: 3,6 m<sup>2</sup>.

#### 7.6.4.2 Versagen des SHB durch Trümmer

Die Wahrscheinlichkeiten für SHB-Versagen betragen abgeschätzt:

- DWR: falls RKL-Druck bei RDB-Versagen > 8 MPa und ein großflächiges RDB-Versagen stattfindet:  
DWR: 0,1: SHB-Versagen,  
0,9: kein SHB-Versagen.

In anderen Fällen ist nicht mit einem Versagen durch Trümmer zu rechnen.

- SWR: Bei einem RDB-Versagensdruck von 80 bar stellt sich heraus, dass die Kräfte auf den RDB fast sicher ausreichen, um ein Abheben des RDB und damit ein SHB-Versagen zu verursachen. Versagt der RDB bei 20 bar, ist nur bei einem großflächigen Versagen des RDB mit dem Abheben des RDB und SHB-Versagen zu rechnen.

### 7.6.4.3 Versagen des SHB durch DCH

Die Versagenswahrscheinlichkeiten sind anlagentypspezifisch nach einer der oben angeführten Methode zu ermitteln. Dabei liefern die in den obigen Beispielen 1 und 2 angeführten Werte konservative, die Methode 3 mehr realistische Abschätzungen. In jedem Fall sind alle folgenden Druckbeiträge zu berücksichtigen:

- Erhitzung der Sicherheitsbehälteratmosphäre durch Kernmaterialpartikel,
- Zirkon-Oxidation,
- Wasserstoffverbrennung (falls zündbare Gemische entstehen),
- Wasserdampf aus dem RDB.

## 7.7 KÜHLBARKEIT VON WASSERÜBERDECKTEN KERNMATERIALIEN

### 7.7.1 Beschreibung

Kernmaterial gelangt nach dem Versagen des RDB-Bodens in den SHB. Ohne Wasserüberdeckung oder ohne spezielle Vorrichtungen zur Rückhaltung der Kernmaterialien sind reaktortypische Mengen an Kernmaterial nicht kühlbar, d. h. sie werden den Sicherheitsbehälterboden – sowohl bei solchen aus Stahl, als auch bei solchen aus Beton – auf Dauer durchdringen.

Wenn eine Wasserüberdeckung besteht, z. B. bei einer bereits bei RDB-Versagen gefluteten Reaktorgrube oder bei späterem Zutritt von (Sumpf-)Wasser, ist zu ermitteln, ob die Kernmaterialien kühlbar sind und daher ihre Unterlage nicht weiter erodieren.

Eine von Wasser überdeckte poröse Schüttung aus erstarrten Kernmaterialpartikeln hat von allen möglichen Anordnungen die potenziell beste Kühlbarkeit, und es gibt zu diesem Thema einen guten experimentellen Kenntnisstand. Es wird nachfolgend beschrieben, wie diese Kühlbarkeit bewertet werden kann.

Bei der Bewertung des erwünschten Effekts der Kühlbarkeit ist allerdings auch das Risiko einer ex-vessel-Dampfexplosion zu bewerten, wenn Kernmaterial aus dem RDB in eine Wasservorlage fällt. Dies gilt insbesondere für SWR-Schmelze mit ihrem relativ höheren Metallanteil. Außerdem ist mit einer starken Produktion von Wasserstoff durch Oxidation des metallischen Zr zu rechnen. Aus den im Argonne National Lab (ANL) durchgeführten ZREX-Experimenten zur Schmelzewasserwechselwirkung bei hohem Zr Gehalt der Schmelze /CHO 98/ ist zu schließen:

- Dampfexplosion trat nur bei externer (absichtlich hervorgerufener) Triggerung auf.
- Die freigesetzte mechanische Energie entsprach 2 bis 3 % der Energie der Schmelze (bezogen auf die thermische Energie und die chemische Energie aus der möglichen Zr-Oxidation).
- Die produzierte Wasserstoffmenge entsprach 70 bis 100 % des gesamten Zr-Inventars im Falle einer Explosion, andernfalls 5 bis 25 %.

### 7.7.2 Methode zur Bewertung der Kühlbarkeit

Zur Kennzeichnung der Kühlbarkeit wird üblicherweise der „dryout heat flux“ (Austrocknungs-Wärmefluss) verwendet. Das ist diejenige auf die Grundfläche der Schüttung bezogene Wärmeleistung, bei der eine zunächst vollständig mit Wasser benetzte Schüttung lokal erste Austrocknung zeigt. Mit dem Austrocknen ist eine erhebliche Verschlechterung der Wärmeabfuhr verbunden, so dass nach dem Austrocknen die Temperatur stark ansteigt, und letztlich mit einem Aufschmelzen der Partikel gerechnet werden muss.

Die von verschiedenen Experimentatoren gemessenen Austrocknungs-Wärmeflüsse zeigen folgende wesentlichen Abhängigkeiten:

- Homogene Schüttungen, die nur aus einer Partikelgröße bestehen, haben höhere Austrocknungs-Wärmeflüsse als heterogene Schüttungen. Typische Werte für diese Wärmeflüsse liegen im Bereich um 1 MW/m<sup>2</sup> (für Partikeldurchmesser um 4 mm) bzw. um 0,4 MW/m<sup>2</sup> (für Partikeldurchmesser um 1 mm).
- Heterogene vermischte Schüttungen mit verschiedenen Partikelgrößen haben geringere Austrocknungs-Wärmeflüsse als homogene Schüttungen.
- Geschichtete Schüttungen (d. h. kleinere Partikel liegen über größeren) haben einen sehr stark reduzierten Austrocknungs-Wärmefluss bis hinunter zu 0,05 MW/m<sup>2</sup>.

Kernmaterialanordnungen am Boden des SHB sind von Anfang an nicht homogen. Besonders kleine Partikel können zwischen und auf der Schüttung vorhanden sein, weil sie sich zuletzt absetzen, und so die Kühlbarkeit reduzieren. Andererseits ist es möglich, dass kleine Partikel durch Konvektionsvorgänge aus der Schüttung ausgeschwemmt werden.

Der Zustand der Kernmaterialanordnung unter Wasser ist unsicher. Deshalb ist für die probabilistische Analyse eine Verteilung zwischen gut und schlecht kühlbaren Schüttungen anzunehmen.

Zur Ermittlung der Wärmeleistung in der Schüttung ist von der Nachwärmeleistung auszugehen. Es ist zulässig, diese Wärmeleistung um den Beitrag flüchtiger Radionuklide zu reduzieren.

Die Kernmaterialverteilung ist sehr wahrscheinlich nicht gleichmäßig. Vielmehr ist davon auszugehen, dass lokale Anhäufungen vorliegen. Ferner ist zu prüfen, ob sich unter der Schüttung Vertiefungen befinden (z. B. ein Pumpensumpf), in denen die Belegung mit Kernmaterial erhöht ist.

### 7.7.3 Beispiel

Für einen Konvoi-Reaktor wurde abgeschätzt, dass eine Partikelschüttung in der Reaktorgrube nicht kühlbar ist, weil bereits die auf die Grube bezogene mittlere Nachwärmeleistung (abzüglich des Beitrags flüchtiger Radionuklide) den Austrocknungs-Wärmefluss überschreitet.

### 7.7.4 Empfehlung

Der Austrocknungs-Wärmefluss einer Partikelschüttung aus Kernmaterial unterhalb des RDB ist entsprechend einer Gleichverteilung anzusetzen zwischen:

- 95 %-Fraktilen: 1 MW/m<sup>2</sup>,
- 50 %-Fraktilen: 0,2 MW/m<sup>2</sup>,
- 5 %-Fraktilen: 0,05 MW/m<sup>2</sup>.

Die Nachwärmeleistung in der Partikelschüttung kann – gegenüber der gesamten Nachwärmeleistung – um den Beitrag flüchtiger Nuklide (ca. 30 % der gesamten Wärmeleistung) reduziert werden.

Die gesamte Kernmaterialmasse verlässt den RDB in die Reaktorgrube. Selbst wenn dies nicht unmittelbar bei RDB-Versagen geschieht, ist dies dennoch im weiteren Verlauf zu erwarten. Eine Austragung von Kernmaterial in andere Bereiche als die Reaktorgrube kann berücksichtigt werden, wenn dies begründet wird (z. B. bei Hochdruckversagen des RDB).

Die Verteilung der Kernmaterialien unterhalb des RDB ist nicht gleichmäßig auf der zur Verfügung stehenden Fläche. Lokale Schichtdicken können den zweifachen Wert der mittleren Schichtdicke annehmen.

Konstruktiv bedingte besonders hohe Schichtdicken (z. B. in einem Pumpensumpf) sind zu berücksichtigen.

## 7.8 KERNMATERIAL-BETON-WECHSELWIRKUNG

### 7.8.1 Beschreibung

Wenn das auf eine Betonunterlage geratene Kernmaterial nicht kühlbar ist (siehe vorangehender Abschnitt), wird eine Schmelze-Beton-Wechselwirkung einsetzen. Dabei sind vor allem folgende Vorgänge von Bedeutung:

- Freisetzung von gasförmigen Erosionsprodukten (CO<sub>2</sub>, CO, Dampf und Wasserstoff), die zum Druckaufbau beitragen,
- Erosion des Fundaments bis zu dessen eventuellem Durchschmelzen.

Die Schmelztemperatur des Betons liegt mit ca. 1575 K (je nach Zusammensetzung) um mehr als 1000 K unter der Schmelztemperatur von reinem Kernbrennstoff und um rund 200 K unter derjenigen von Stahl /GRS 90/, S. 634. Deshalb würde z. B. Beton schmelzen, auf dem eine ausreichend heiße, aber noch feste Menge an Kernmaterial liegt.

Zur Vermeidung oder Beendigung einer Betonzersetzung genügt es daher nicht, das darüber liegende Kernmaterial bis zu seinem Erstarrungspunkt abzukühlen, sondern es muss darunter liegende Temperaturen aufweisen. Eine Anordnung von Kernmaterial, die an ihrem Boden diese Bedingung erfüllt, ist eine unter Wasser befindliche, dauerhaft nicht ausgetrocknete Partikelschüttung. Im vorhergehenden Abschnitt ist angegeben, wie diese Kühlbarkeit zu bewerten ist.

Trotz großer experimenteller und theoretischer Anstrengungen, etwa im Rahmen des MACE-Programms, ist es schwierig, das Ausmaß einer einmal begonnenen Schmelze-Beton-Wechselwirkung vorherzusagen und damit die Frage der Fundamentdurchdringung mit guter Zuverlässigkeit zu beantworten. Zwei Aspekte sind dabei zu bewerten:

1. Kann die im Kernmaterial erzeugte und nach unten abzuführende Nachwärmeleistung allein durch Wärmeleitung in den Beton, also ohne diesen aufzuschmelzen, abgeführt werden?
2. Kann eine anfänglich nicht kühlbare Konfiguration durch Wasserüberdeckung (langfristig) in eine kühlbare Konfiguration überführt werden, die Schmelze-Beton-Wechselwirkung also gestoppt werden?

### 7.8.2 Methode zur Bewertung der Schmelze-Beton-Wechselwirkung

Ein grundlegender Parameter für die Bewertung ist die flächenbezogene Wärmeleistung der Kernmaterialien. Hierin gehen die Faktoren Nachwärmeleistung und Massenbelegung ein. Für die Nachwärmeleistung kann – analog zur Bewertung der Kühlbarkeit von Partikelschüttungen – der Anteil flüchtiger Radionuklide vernachlässigt werden. Bei der Massenbelegung sind ebenfalls analog zu den Partikelschüttungen lokale Anhäufungen oder Vertiefungen zu berücksichtigen.

Wenn die Kernmaterialien weitgehend geschmolzen sind, haben sie eine hohe Fließfähigkeit. Zur Ausbreitung einer Schmelze mit und ohne Wasserüberdeckung sind, insbesondere im Zusammenhang mit der DWR-Entwicklung, eine Vielzahl von Experimenten durchgeführt worden, die das gute Ausbreitungsverhalten bis zu Schichtdicken von wenigen cm demonstrierten (etwa die KATS-Experimente bei FZK /COG 99/ oder die COMAS-Experimente von Siempelkamp /STE 99/). Eine unter Umständen zunächst unebene (teil-) erstarrte Anordnung von Kernmaterial hat daher beim weiteren Aufschmelzen das Potenzial, sich durch Fließvorgänge einzuebnen und/oder in weitere Bereiche vorzudringen.

Wenn die Kernmaterialien von Wasser überdeckt sind, kann evtl. eine Kühlbarkeit erreicht werden. Hierzu ist zunächst zu prüfen, ob die erforderliche langfristige Anwesenheit von Wasser gewährleistet ist. Verdampfung, Abfluss oder Abpumpen kann zum Wasserverlust führen, Erschöpfung von Wasservorräten oder Systemausfälle können eine Nachspeisung unterbrechen.

Die Höhe des Wärmeflusses ist entscheidend für die Erosionsrate des Betons. Dabei stellt sich u. a. die Frage, ob eine über dem Kernmaterial liegende Wasserschicht diesen Wärmefluss und somit die Erosion zum Erliegen bringen kann. Verfügbare einschlägige Experimente (z. B. die MACE-Experimente aus dem U.S.-Forschungszentrum ANL) geben dafür bisher keine ausreichenden Hinweise. Für eine wasserüberdeckte ausgebreitete Schmelze hat EPRI ein Kriterium zur langfristigen Kühlbarkeit empfohlen: die Fläche bezogen auf die gesamte nominale thermische Leistung des Reaktors muss größer als  $0,02 \text{ m}^2/\text{MW}_{\text{th}}$  sein /EPR 87/, /FAU 90/. Bezieht man dies auf die Nachwärmeleistung und berücksichtigt, dass nicht die gesamte Nachwärmeleistung in der Kernschmelze anfällt, so lässt sich dieses Kriterium umrechnen in eine Kühlbarkeitsgrenze ab etwa  $0,4 \text{ MW}/\text{m}^2$  thermische Leistung der Schmelze. Durchgeführte experimentelle und theoretische Untersuchungen, die etwa in /SEI 00/ dokumentiert sind, haben zu keiner eindeutigen Bewertung der Schmelze-Beton-Wechselwirkung bei Wasserüberdeckung geführt.

Wird keine Kühlbarkeit der Schmelze erreicht, so ist langfristig mit einer Fundamentdurchdringung zu rechnen, da die sich bildende untere Schmelzeoberfläche zu klein ist, um die nach unten in den Beton eintretende Wärme durch Wärmeleitung abzuführen. Die Zeiten bis zur Fundamentdurchdringung und die damit verbundenen Gasfreisetzungen aus dem Beton können mit integralen Rechenprogrammen oder im Rahmen von Detailanalysen (z. B. Rechenprogramm WECHSL) ermittelt werden.

Nach der Penetration des Fundaments ist der Austrag der zu diesem Zeitpunkt im SHB befindlichen luftgetragenen Aktivität durch Bodenrisse oder Gebäudedrainagen als der bestimmende Beitrag zur Freisetzung zu erwarten.

### 7.8.3 Beispiel

Für einen Konvoi-DWR sind vertikale Erosionsraten von silikatischem Beton unter einer Kernmaterialsicht in der Reaktorgrube wie folgt angesetzt worden /LOE 00/:

- Frühe Unfallphase (bis ca. 6 h), ohne Wasserüberdeckung: 14 cm/h
- Spätere Unfallphase (nach ca. 6 h), mit Wasserüberdeckung: 0 bis 13 cm/h (Dreiecksverteilung mit Maximum bei 6 cm/h).

Die Gasfreisetzungen bei der Erosion sind erheblich. Es werden beispielsweise Wasserstoff im Bereich von 100 kg/h und Kohlenmonoxid im Bereich von 200 kg/h frei. Der entsprechende Druckaufbau (einschließlich Wasserdampf) liegt um 0,1 MPa / 10 h /GRS 01/. Die Erosionsraten von calzinitischem Beton betragen etwa die Hälfte.

#### 7.8.4 Empfehlungen

Für die bei bestehenden Leistungsreaktoren typischen Verhältnisse muss davon ausgegangen werden, dass Kernmaterial ohne Wasserüberdeckung das Betonfundament vollständig penetriert. Die dabei freigesetzten Gase führen in der Regel zu einem Druckaufbau, der eine Druckentlastung des SHB erforderlich macht (DWR, SWR-72), oder die zu einer hohen Brandgefährdung im Reaktorgebäude führen (SWR). Die Rate der Erosion und der Gasfreisetzung ist abzuschätzen (z. B. über die in den Beton gerichtete Wärmeleistung und die Zersetzungsenthalpie des Betons) oder mit integralen Rechenprogrammen oder einem speziellen Rechenprogramm für die Betonerosion zu berechnen.

Bei der Penetration sollte ein großflächiges (Größenordnung 1 m<sup>2</sup>) Versagen des SHB mit bodennaher Freisetzung unterstellt werden. Der damit verbundene Quellterm hängt stark vom Druck im SHB ab, d. h. davon, ob bereits eine Druckentlastung durchgeführt worden ist.

Wenn eine Wasserüberdeckung besteht und ständig aufrechterhalten werden kann, kann eine Unterbrechung des Erosionsprozesses in Frage kommen, sobald die flächenbezogene Wärmeleistung im Bereich des o.g. EPRI-Kriteriums liegt. Wegen der bestehenden Unsicherheiten ist dieses Kriterium jedoch nicht als Punktwert zu verwenden, sondern es ist als Bestandteil einer Verteilung anzusehen. Wegen der Nähe des EPRI-Kriteriums zur Kühlbarkeitsgrenze einer Partikelschüttung kann für die Unterbrechung der Betonerosion das gleiche Kriterium wie für die Partikelschüttung empfohlen werden:

- 95 %-Fraktile: 1 MW/m<sup>2</sup>,
- 50 %-Fraktile (best estimate): 0,2 MW/m<sup>2</sup>,
- 5 %-Fraktile: 0,05 MW/m<sup>2</sup>.

Wenn eine Wasserüberdeckung besteht, ohne dass eine Kühlbarkeit gegeben ist, sind Erosionsgeschwindigkeit und Gasfreisetzung in gleicher Weise wie ohne Wasserüberdeckung zu ermitteln. Die Erosionsgeschwindigkeit und die Freisetzung nicht-kondensierbarer Gase sind dabei in der Regel ähnlich wie ohne Wasserüberdeckung, während aber ein zusätzlicher Dampfanteil hinzukommt.

### 7.9 DRUCKAUFBAU IM SHB

#### 7.9.1 Beschreibung

Kann bei einem Kernschmelzunfall die produzierte Wärme nicht aus dem SHB abgeführt werden (Wärmeabfuhrsystem, gefilterte Druckentlastung), so heizt sich die Atmosphäre kontinuierlich auf. Da weniger Wärme als produziert an die Wände und den Sumpf (etwa durch Dampfkondensation) abgeführt werden kann, steigt der Druck im SHB an. Zusätzlich können bei einer Schmelze-Beton-Wechselwirkung nicht-kondensierbare Gase entstehen und zum Druckaufbau beitragen. Der Versagensdruck, der typspezifisch zu ermitteln ist, wird im Falle eines großen SHB (DWR) erst nach Tagen, beim relativ kleinen SHB eines SWR bei Ausfall der Kondensationskammerkühlung schon nach Stunden erreicht.

#### 7.9.2 Methode

Die Berechnung des langfristigen Druckaufbaus kann mit gängigen „lumped parameter“-Rechenprogrammen, wozu auch die im Hauptteil mehrfach erwähnten „Integrierten Rechenprogramme“ gehören, relativ einfach durchgeführt werden. Eine besonders feine Nodalisierung ist dabei nicht erforderlich. Der Druckaufbau hängt neben der zugeführten Wärme auch von der abgeführten Wärme (Volumen des SHB, Wandflächen im SHB (Stahl, Beton) und den Wärmesenken außerhalb des SHB (Reaktorgebäude)) ab. Größere Unsicherheit resultiert aus der mangelnden Kenntnis des Anteils der Nachwärmenergie, die zum Druckaufbau (und damit nicht zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung) zur Verfügung steht. Dieser Anteil ist zeitabhängig und hängt auch von der Wasserüberdeckung und damit vom Zeitpunkt des Sumpfeinbruchs ab. Die Analyse der Schmelze-Beton-Wechselwirkung ist daher eine notwendige Voraussetzung für die Berechnung des Druckaufbaus im SHB. Da diese von der Betonsorte und der genauen Reaktorgrubengeometrie abhängt, ist von Fall zu Fall zu entscheiden, inwieweit anlagentypspezifische Untersuchungen ausreichend sind.

Der Prozess der Schmelze-Beton-Wechselwirkung bestimmt auch die Freisetzung nicht-kondensierbarer Gase (CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>). Da diese Gase mit hoher Temperatur freigesetzt werden, ist, falls Zündbarkeit gege-

ben, von einer kontinuierlichen Verbrennung auszugehen. Ferner beeinflussen die als Notfallmaßnahme eingeführten Rekombinatoren die Atmosphärenzusammensetzung. Gegebenenfalls ist zu prüfen, ob Verbrennungen außerhalb des SHB (Ringraum beim DWR, Druckentlastungssystem) die Freisetzung von Spaltprodukten beeinflussen können.

### 7.9.3 Beispiele für Konvoi

Für Konvoi wurden verschiedene Studien mit silikatischem Beton durchgeführt:

- A) Bei Konvoi werden im Falle eines mittleren Lecks (200 cm<sup>2</sup> im kalten Strang) 0,6 MPa nach 2 Tagen (kühlbare Konfiguration ohne Schmelze-Beton-Wechselwirkung) bzw. 6 Tagen (bei Schmelze-Beton-Wechselwirkung, wie mit WECHSL berechnet) erreicht. Der letzte Wert liegt bereits im unteren Unsicherheitsbereich der Fundamentdurchdringung. Im Falle der Schmelze-Beton-Wechselwirkung sind beim Erreichen von 0,6 MPa 38 % der insgesamt freigesetzten Wärmemenge zum Aufschmelzen des Betons verbraucht worden, 45 % in den Betonwänden gespeichert und 12 % in den Sumpf eingetragen. Der Rest befindet sich in der Atmosphäre bzw. ist durch Leckage entwichen.
- B) Zahlreiche integrale Analysen mit dem Rechenprogramm MELCOR zeigen Druckanstiegsgeschwindigkeiten während der Schmelze-Beton-Reaktion zwischen 12 kPa/h und 3 kPa/h, siehe Abbildung 7-3 (aus /SON 01/). Für verschiedene Szenarien ist die Zeitspanne erkennbar, nach der das für die gefilterte Druckentlastung vorgesehene Druckniveau im SHB (0,6 MPa absolut) erreicht wird. Demnach werden 0,6 MPa frühestens nach etwa 40 h erreicht. Die Zeitdauer hängt wesentlich davon ab, ob während des Ereignisablaufes zeitweise eine Wärmeabfuhr bestanden hat. Wenn die Dampferzeuger als Wärmesenke ausfallen, und wenn auch keine vorübergehende Notbespeisung möglich war, dann ist die Zeitspanne am kürzesten. Bei der Kurve „SBO + Vers VAL“ ist zu erkennen, dass selbst bei funktionierender Druckentlastung kaum eine Druckreduzierung erfolgt. Die Ursache für diesen besonderen Verlauf besteht darin, dass es sich um einen vollständigen Verlust der Energieversorgung handelt, so dass auch das Brennelement-Lagerbecken nicht mehr gekühlt wird und deshalb zum Druckaufbau beiträgt.

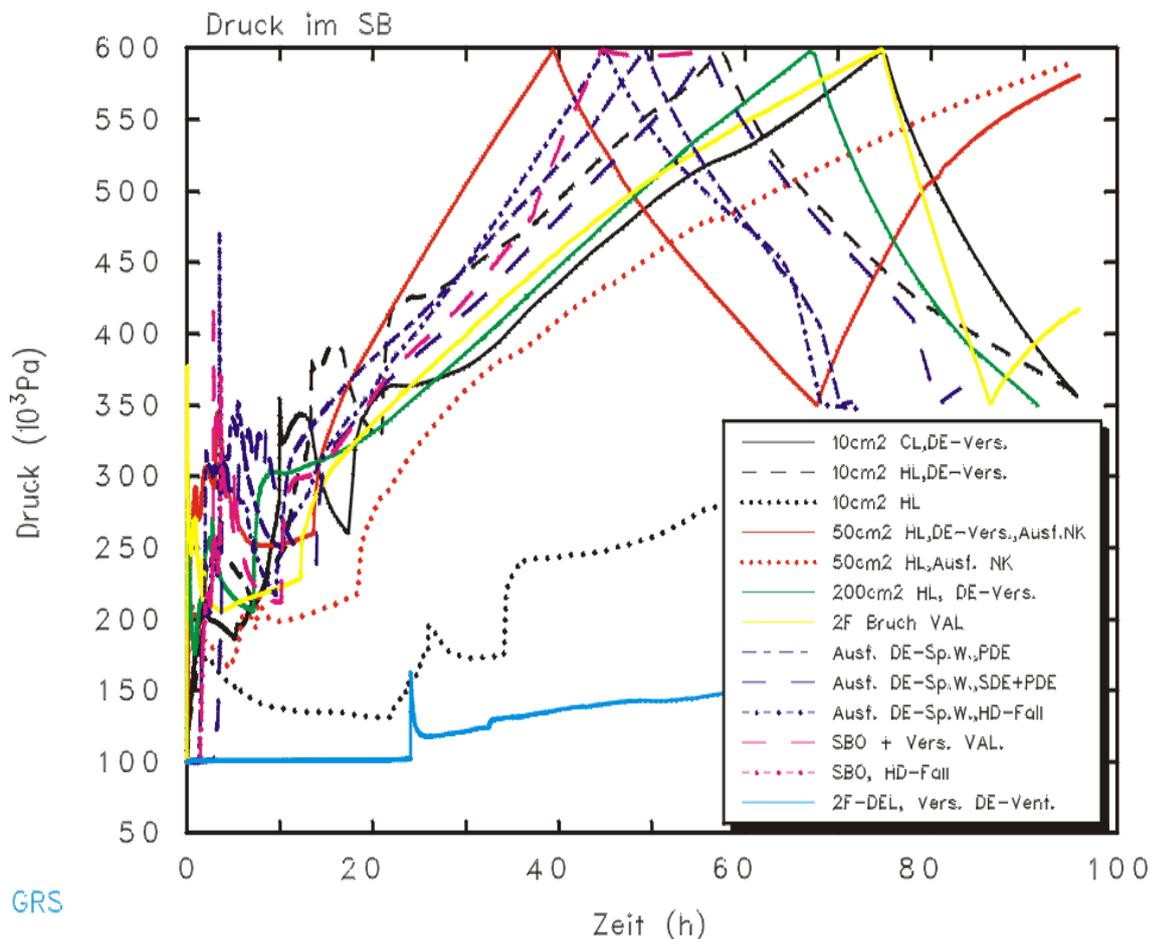


Abbildung 7-4: Druckaufbau im SHB als Funktion der Zeit bei verschiedenen Szenarien für Konvoi

## 7.9.4 Empfehlung

### 7.9.4.1 Bestimmung des Zeitbereiches bis zur Einleitung der Druckentlastung

Der Zeitbereich kann nur anlagenspezifisch für abdeckende Szenarien bestimmt werden. Basierend auf diesem Zeitbereich kann die Wahrscheinlichkeit ermittelt werden, um:

- die SHB-Druckentlastung durchzuführen (Operatormaßnahme),
- die Wärmeabfuhr wiederherzustellen (etwa Wiederverfügbarkeit von elektrischer Energie).

### 7.9.4.2 Überdruckversagen

Gelingt keine Wärmeabfuhr aus dem SHB und keine Druckentlastung, so steigt der Druck weiter an. Der weitere Druckanstieg ist dann anlagenspezifisch zu ermitteln und mit dem anlagentypspezifisch zu ermittelnden Versagensverhalten (Wahrscheinlichkeit des SHB-Versagens in Abhängigkeit vom Druck bzw. vom möglichem Leckquerschnitt in Abhängigkeit vom Druck) zu vergleichen.

## 7.10 LITERATUR

- /ALS 00/ Alsmeyer, H. (Hrsg.): Proceedings of the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, 15-18 November 1999, FZKA 6475, Mai 2000.
- /BAS 96/ Basu, S., Ginsberg, T.: Reassessment of the potential alpha mode failure and review of the current understanding of broader fuel coolant issues, NUREG/CR 1524, 1996.
- /BRE 00/ Breitung, B., et al.: SOAR on Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition in Nuclear Safety, NEA/CSNI/R(2000) 7, August 2000.
- /BRE 95/ Breitung, W., Redlinger, R.: A Model for Structural Response to Hydrogen Combustion Loads in Severe Accidents, Nuclear Technology, Vol. 111, September. 1995, S. 420-425.
- /CHE 01/ Cherdron, W., et al.: ECO Steam Explosion Experiments on the Conversion of Thermal into Mechanical Energy, Jahrestagung Kerntechnik '01, Dresden, 15. – 17. Mai 2001.
- /CHE 02/ Cherdron, W., et al.: Report on the ECO-04 Steam Explosion Experiment with Significantly Increased Energy Conversion, Jahrestagung Kerntechnik '02, Stuttgart, 14. – 16. Mai 2002.
- /CHE 03/ Cherdron, W., et al.: Progress in the ECO Steam Explosion Programme Experiment ECO-05, Jahrestagung Kerntechnik '03, Berlin, 20. – 22. Mai 2003.
- /CHO 98/ Cho, D. H., et al.: Experiments on Interactions between Zirconium-Containing Melt and Water, NUREG/CR-5372, 1998.
- /CHU 98/ Chu, T. Y., et al.: Lower head failure experiments and analysis, Sandia National Laboratories (SNL), SAND 98-2047, NUREG/CR-5582, Februar 1999.
- /COG 99/ Cagnet, G. et al: Corium Spreading and Coolability (CSC Project), FISA-97 EU research on severe accidents.
- /EPR 87/ Electric Power Research Institute (EPRI): Advanced Light Water Reactor Utility Requirement Document, Chapter 5, EPRI, Palo Alto, CA, April 1987.
- /FAU 90/ Fauske & Associates Inc.: Technical Support for the Debris Coolability Requirements for ALWR in the Utility/EPRI Light Water Reactor Requirement Document, DOE/ID-10278, Juni 1990.

- /GRE 99/ Grebner, H. et al.: Weiterentwicklung der Analysetechnik und generische Analysen zum Komponentenverhalten im Verbund für auslegungsüberschreitende Störfälle, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2678, Köln, Juni 1999.
- /GRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland, GRS-175, ISBN 3-931995-43-7, Oktober 2001.
- /GRS 90/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, Verlag TÜV-Rheinland GmbH, ISBN 3-88585-809-6, Köln, 1990.
- /HER 07/ Hering, W., Homann, C., W. on LWRs“, Nuclear Engineering and Design, Volume 237, Issue 24, Dezember 2007, S. 2315-2321.
- /HOE 96/ Höfler, A., et al.: Numerische Simulation des strukturmechanischen Verhaltens der Komponenten einer DWR-Kühlkreislaufschleife unter außergewöhnlichen Belastungen, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2355, Köln, 1996.
- /KRI 00/ Krieg, R., et al.: Load carrying capacity of the reactor vessel head under a corium slug impact from a postulated in vessel steam explosion, Nucl. Eng. and Design Vol. 202, 2000, S. 179-196.
- /KTA 02/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 3205.1, Komponentestützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen Teil 1: Komponentestützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen für Primärkreislaufkomponenten in Leichtwasserreaktoren, Fassung 6/02, Juni 2002.
- /LOE 00/ Löffler, H., et al.: Untersuchung auslegungsüberschreitender Anlagenzustände mittels Ereignisbaumtechnik am Beispiel einer Konvoi-Anlage, BMU-Schriftenreihe, BMU-2002-594, November 2002, ISSN 0724-3316
- /MAG 01/ Magallon, D., Huhtiniemi, I.: Corium and melt quenching tests at low pressure and subcooled water, Nucl. Eng. and Design Vol. 204, 2001, S. 369-376.
- /MAY 88/ Mayinger, F., et al.: Derzeitiger Wissenstand über den Verlauf der Grenze für den Übergang einer Deflagration in eine Detonation (DDT) im Dreistoffdiagramm Wasserstoff/Luft/Wasserdampf nach Shapiro-Mofette, BMU Vorhaben SR 403, 1988.
- /MET 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Stand: August 2005, BfS-SCHR-37/05, Salzgitter; Oktober 2005.
- /MEY 03a/ Meyer, L., et al.: Corium Dispersion and direct Containment Heating Experiments at Low System Pressure, Proceedings of 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10), Seoul, Korea, 5.-9. Oktober 2003.
- /MEY 03b/ Meyer, L., et al.: Low-Pressure Corium Dispersion Experiments with Simulant Fluids in a Scaled Annular Cavity, Nuclear Technology, Vol. 141, März 2003.
- /MPA 99/ Materialprüfungsanstalt (MPA) Stuttgart: Ermittlung und Modellierung des Werkstoffverhaltens von Reaktorbaustählen unter mehrachsialer Beanspruchung für den auslegungsüberschreitenden Temperaturbereich von 400°C bis 1000°C, Abschlussbericht zum RS-Vorhaben 1501010, Juni 1999.

- /NRC 90/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, NUREG 1150, Dezember 1990.
- /OBS 88/ Obst, V. D., Klenk, A., Julisch, P., Maile, K.: Versuche zum Versagen einer Hauptkühlmittelleitung infolge Kriechbruch unter hohem Systemdruck, Report MPA 1500 771, Stuttgart, 1988.
- /PIL 96/ Pilch, M., et al.: Resolution of the Direct Containment Issue for all Westinghouse Plants with large dry Containments or subatmospheric Containments, NUREG/CR-6338, 1996.
- /SEI 00/ Seiler, J. M., et al.: European, Group for Analysis of Corium Recovery Concepts – EUROCORE, Multiphase Science and Technology Vol. 12, No 2, S. 117-257, 2000.
- /SON 01/ Sonnenkalb, M., et al.: Unfallanalysen für DWR vom Typ Konvoi (GKN-2) mit dem Integralcode MELCOR 1.8.4, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2954, Köln, Dezember 2001.
- /STE 99/ Steinwarz, W., et al.: COMAS, Project final Report 4<sup>th</sup> EU Framework programme on Nuclear Fission Safety, EXV-COMAS(99)-D27, 1999.
- /STR 99/ Struwe, D., et al.: Consequence Evaluation of In-vessel Fuel coolant Interaction in the European Pressurized Water Reactor, FZK Final Report No 6316, 1999.
- /SWA 86/ Swain, A.: Accident Sequence Evaluation Program: Human Reliability Analysis Procedure, NUREG/CR 4772, SAND86-1996, Februar 1986.

## ANHANG A: GENERISCHE GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN (DB)

### TABELLENVERZEICHNIS

Tabelle A-1:	Versionen der Programmmodule von POOL/PEAK und Stand des Datenbestandes ...	160
Tabelle A 1.1:	Übersicht der Basisdaten für die Berechnungen für die bewerteten Komponentenarten und Ausfallarten .....	162
Tabelle A 2.1.1:	Absperrschieber, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	166
Tabelle A 2.1.2:	Absperrschieber, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	166
Tabelle A 2.1.3:	Absperrschieber, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	167
Tabelle A 2.1.4:	Absperrschieber, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	167
Tabelle A 2.2.1:	Absperrschieber, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	170
Tabelle A 2.2.2:	Absperrschieber, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	170
Tabelle A 2.2.3:	Absperrschieber, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	171
Tabelle A 2.2.4:	Absperrschieber, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	171
Tabelle A 2.3.1:	Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	173
Tabelle A 2.3.2:	Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	173
Tabelle A 2.3.3:	Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	174
Tabelle A 2.3.4:	Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	175
Tabelle A 2.4.1:	Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	176
Tabelle A 2.4.2:	Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	177
Tabelle A 2.4.3:	Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	177
Tabelle A 2.4.4:	Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	178
Tabelle A 2.5.1:	Absperrventil (Dampfführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	179
Tabelle A 2.5.2:	Absperrventil (Dampfführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	180
Tabelle A 2.5.3:	Absperrventil (Dampfführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	180
Tabelle A 2.5.4:	Absperrventil (Dampfführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	181
Tabelle A 2.6.1:	Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	182

Tabelle A 2.6.2:	Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart " öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	183
Tabelle A 2.6.3:	Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart " öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	183
Tabelle A 2.6.4:	Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart " öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	184
Tabelle A 2.7.1:	Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	185
Tabelle A 2.7.2:	Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	186
Tabelle A 2.7.3:	Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart " schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	186
Tabelle A 2.7.4:	Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	187
Tabelle A 2.8.1:	Regelventil, Ausfallart "öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	188
Tabelle A 2.8.2:	Regelventil, Ausfallart "öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	189
Tabelle A 2.8.3:	Regelventil, Ausfallart "öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	189
Tabelle A 2.8.4:	Regelventil, Ausfallart "öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	190
Tabelle A 2.9.1:	Regelventil, Ausfallart "regelt nicht / öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	191
Tabelle A 2.9.2:	Regelventil, Ausfallart "regelt nicht / öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	192
Tabelle A 2.9.3:	Regelventil, Ausfallart "regelt nicht / öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate).....	192
Tabelle A 2.9.4:	Regelventil, Ausfallart "regelt nicht / öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	193
Tabelle A 2.10.1:	Frischdampf-Abblaseregelventil, Ausfallart "öffnet nicht" .....	194
Tabelle A 2.11.1:	Sicherheitsventil (eigenmediumbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	195
Tabelle A 2.12.1:	Sicherheitsventil (eigenmediumbetätigt), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	196
Tabelle A 2.13.1:	Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	197
Tabelle A 2.13.2:	Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	197
Tabelle A 2.13.3:	Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate).....	198
Tabelle A 2.13.4:	Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	199
Tabelle A 2.14.1:	Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	200
Tabelle A 2.14.2:	Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	200

Tabelle A 2.14.3:	Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate).....	201
Tabelle A 2.14.4:	Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	202
Tabelle A 2.15.1:	Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	204
Tabelle A 2.15.2:	Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	205
Tabelle A 2.15.3:	Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	206
Tabelle A 2.15.4:	Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	207
Tabelle A 2.15.5:	Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Abschätzung für sehr hohe Redundanzen, Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	208
Tabelle A 2.15.6:	Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Abschätzung für sehr hohe Redundanzen, Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (monatlich nichtversetzt).....	209
Tabelle A 2.16.1:	Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	210
Tabelle A 2.16.2:	Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	211
Tabelle A 2.16.3:	Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate).....	212
Tabelle A 2.16.4:	Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	212
Tabelle A 2.17.1:	Rückschlagventil, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	213
Tabelle A 2.17.2:	Rückschlagventil, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	214
Tabelle A 2.17.3:	Rückschlagventil, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	215
Tabelle A 2.17.4:	Rückschlagventil, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	215
Tabelle A 2.18.1:	Rückschlagventil, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	216
Tabelle A 2.18.2:	Rückschlagventil, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	217
Tabelle A 2.18.3:	Rückschlagventil, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	218
Tabelle A 2.18.4:	Rückschlagventil, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	218
Tabelle A 2.19.1:	Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	219
Tabelle A 2.19.2:	Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	220
Tabelle A 2.19.3:	Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	221

Tabelle A 2.19.4:	Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	221
Tabelle A 2.20.1:	Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	222
Tabelle A 2.20.2:	Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	223
Tabelle A 2.20.3:	Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	224
Tabelle A 2.20.4:	Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	224
Tabelle A 2.21.1:	Rückschlagklappe, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	225
Tabelle A 2.21.2:	Rückschlagklappe, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	226
Tabelle A 2.21.3:	Rückschlagklappe, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	227
Tabelle A 2.21.4:	Rückschlagklappe, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	227
Tabelle A 2.22.1:	Rückschlagklappe, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	228
Tabelle A 2.22.2:	Rückschlagklappe, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	229
Tabelle A 2.22.3:	Rückschlagklappe, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	230
Tabelle A 2.22.4:	Rückschlagklappe, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	230
Tabelle A 2.23.1:	Wärmetauscher, Ausfallart "keine Wärmeübertragung", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	231
Tabelle A 2.23.2:	Wärmetauscher, Ausfallart "keine Wärmeübertragung", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	232
Tabelle A 2.23.3:	Wärmetauscher, Ausfallart "keine Wärmeübertragung", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	233
Tabelle A 2.23.4:	Wärmetauscher, Ausfallart "keine Wärmeübertragung", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	233
Tabelle A 2.24.1:	Ventilator, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	234
Tabelle A 2.24.2:	Ventilator, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	235
Tabelle A 2.24.3:	Ventilator, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	236
Tabelle A 2.24.4:	Ventilator, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	236
Tabelle A 2.25.1:	Ventilator, Ausfallart "Betriebsversagen", Ausfallraten in 1/h .....	237
Tabelle A 2.26.1:	Kreiselpumpe, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	239
Tabelle A 2.26.2:	Kreiselpumpe, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	240

Tabelle A 2.26.3:	Kreiselpumpe, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	240
Tabelle A 2.26.4:	Kreiselpumpe, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	241
Tabelle A 2.27.1:	Kreiselpumpe, Ausfallart "Betriebsversagen", Ausfallraten in 1/h .....	242
Tabelle A 2.28.1:	Dieselaggregat, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	244
Tabelle A 2.28.2:	Dieselaggregat, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	244
Tabelle A 2.28.3:	Dieselaggregat, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	245
Tabelle A 2.28.4:	Dieselaggregat, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	245
Tabelle A 2.29.1:	Dieselaggregat, Ausfallart "Betriebsversagen" Ausfallraten in 1/h .....	247
Tabelle A 2.30.1:	Messrohrleitung, Ausfallart "Verstopfung", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	248
Tabelle A 2.30.2:	Messrohrleitung, Ausfallart "Verstopfung", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	249
Tabelle A 2.30.3:	Messrohrleitung, Ausfallart "Verstopfung", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	250
Tabelle A 2.30.4:	Messrohrleitung, Ausfallart "Verstopfung", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	251
Tabelle A 2.31.1:	Messrohrleitung, Ausfallart "Signal geht nicht durch", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	252
Tabelle A 2.31.2:	Messrohrleitung, Ausfallart "Signal geht nicht durch", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	253
Tabelle A 2.31.3:	Messrohrleitung, Ausfallart "Signal geht nicht durch", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	254
Tabelle A 2.31.4:	Messrohrleitung, Ausfallart "Signal geht nicht durch", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	255
Tabelle A 2.32.1:	Batterie, Ausfallart "Keine Spannung", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	257
Tabelle A 2.32.2:	Batterie, Ausfallart "Keine Spannung", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	257
Tabelle A 2.32.3:	Batterie, Ausfallart "Keine Spannung", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	257
Tabelle A 2.32.4:	Batterie, Ausfallart "Keine Spannung", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	257
Tabelle A 2.33.1:	Relais, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	259
Tabelle A 2.33.2:	Relais, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	260
Tabelle A 2.33.3:	Relais, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	261
Tabelle A 2.33.4:	Relais, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	262

Tabelle A 2.34.1:	Grenzwertgeber, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	263
Tabelle A 2.34.2:	Grenzwertgeber, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	264
Tabelle A 2.34.3:	Grenzwertgeber, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	265
Tabelle A 2.34.4:	Grenzwertgeber, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	266
Tabelle A 2.35.1:	Leistungsschalter, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen) .....	268
Tabelle A 2.35.2:	Leistungsschalter, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat).....	268
Tabelle A 2.35.3:	Leistungsschalter, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate) .....	269
Tabelle A 2.35.4:	Leistungsschalter, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr).....	270

## A 1 VORGEHENSWEISE BEI DEN BERECHNUNGEN

### A 1.1 VERWENDETE PROGRAMME

Die Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) erfolgte mithilfe des Programmsystems POOL/PEAK /GAL 10/. Dieses datenbankbasierte Programmsystem ermöglicht eine strukturierte Eingabe, Verwaltung und Dokumentation der notwendigen Informationen sowie die Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten mithilfe des Kopplungsmodells. Die Beschreibung des aktuellen Standes des Kopplungsmodells, auf dem die Berechnung basiert, ist im Anhang D, Kapitel 2 aufgeführt. Für die Monte-Carlo-Rechnungen wurden jeweils 100.000 Simulationen durchgeführt.

In der nachfolgenden Tabelle sind die Versionen der Programmmodule und der Datenbestand aufgeführt, die für die Berechnungen der GVA-Wahrscheinlichkeiten verwendet worden sind.

**Tabelle A-1: Versionen der Programmmodule von POOL/PEAK und Stand des Datenbestandes**

Anwendung	Version / Datum
Anwendung POOL	3.4.2
Datenbestand GVA-Ereignisse	02.04.2014
Programm PEAK	5.13
Rechnungsmodul Kopplungsmodell	4.8

### A 1.2 GVA-QUELLEN UND GVA-EREIGNISSE

Für die hier durchgeführten Berechnungen der GVA-Wahrscheinlichkeiten wurde die Betriebserfahrung deutscher Kernkraftwerke zugrunde gelegt. Es wurden Ereignisse berücksichtigt, die als meldepflichtige Ereignisse aufgetreten sind.

Als Betrachtungseinheiten wurden im Allgemeinen Komponenten incl. ihrer zugehörigen, eindeutig einer Komponente zuzuordnenden Schutz-, Hilfs- und Versorgungseinrichtungen (z. B. eine Ölpumpe, die nur eine bestimmte Kreiselpumpe versorgt) verwendet. Bei Notstromdieseln wurde in Übereinstimmung mit der internationalen Vorgehensweise /NEA 00/ eine Betrachtungseinheit verwendet, die neben dem Notstromdiesel auch den Generatorschalter umfasst.

Bei Druckmessungen wurden Messrohrleitungen, Messumformer und Grenzwertgeber als separate Betrachtungseinheiten verwendet, damit die Zuordnung der Messumformer zu einzelnen Messrohrleitungen und die Zuordnung der Grenzwertgeber zu diversitären Gruppen von Messumformern in den Fehlerbäumen abgebildet werden kann.

Grundsätzlich wurde Betriebserfahrung aus dem Zeitraum von 1991 bis 2010 (20 Kalenderjahre) verwendet. Für einige Kombinationen aus Komponentenart und Ausfallart musste zusätzlich die Betriebserfahrung aus den Jahren 1981 bis 1990 bzw. 1969 bis 1990 einbezogen werden, da andernfalls keine Ereignisse vorlagen bzw. die Schätzunsicherheit sehr hoch war. Als Kriterium für eine sehr hohe Schätzunsicherheit wurde verwendet, dass für mindestens eine Ausfallkombination das 95 %-Quantil der Ergebnisverteilung um deutlich mehr als das Hundertfache größer ist als der Median<sup>3</sup>. Wenn in dem Zeitraum vor 1991 keine GVA-Ereignisse aufgetreten waren, wurde der Zeitraum nicht erweitert.

Die hieraus resultierenden Auswerteziträume und die jeweilige Anzahl der GVA-Ereignisse sind in der Tabelle A 1.1 aufgeführt. Auf Basis der dort grün markierten Auswerteziträume wurden die Berechnungen der GVA-Wahrscheinlichkeiten durchgeführt.

### A 1.3 EREIGNISSEZIFISCHE BEWERTUNGSRANDBEDINGUNGEN

Bei der Bewertung der GVA-Ereignisse wurden zum Teil mehrere Bewertungsrandbedingungen eingeführt, um bei der Übertragung der GVA-Ereignisse die unterschiedlichen technischen und administrativen Gegebenheiten in deutschen Kernkraftwerken realistischer berücksichtigen zu können.

Bei den GVA-Ereignissen, bei denen unterschiedliche Randbedingungen hinsichtlich der Anzahl der Komponenten innerhalb einer Komponentengruppe bzw. der Länge der Fehlerentdeckungszeiten vorhanden sind,

<sup>3</sup> Als konkretes Entscheidungskriterium wurde gewählt, dass der Streufaktor (Quotient aus 95 %-Quantil und Median) > 130 ist.

wurden bei der Berechnung die jeweils zutreffenden Randbedingungen und Bewertungen entsprechend der Auswahl der Redundanz und der Fehlerentdeckungszeit berücksichtigt.

Tabelle A 1.1: Übersicht der Basisdaten für die Berechnungen für die bewerteten Komponententypen und Ausfallarten

Nr.	Bewertete Komponententyp	Bewertete Ausfallart	Anzahl GVA-Ereignisse			Beob Zeit [a]	Fehlerentdeckungszeit [h]	Redundanz	Datensätze
			1969	1981	1991				
1	Absperrschieber (wasserführende Systeme)	öffnet nicht			20	6348	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
2		schließt nicht			20	6348	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
3	Absperrventil (wasserführende Systeme)	öffnet nicht		3	2	20530	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
4		schließt nicht			7	14782	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
5	Absperrventil (dampfführende Systeme)	öffnet nicht			4	352	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
6	Absperrklappe (wasserführende Systeme)	öffnet nicht		4	2	5683	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
7		schließt nicht			4	4079	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
8	Regelventil	öffnet oder schließt nicht			2	640	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
9		regelt nicht			4	640	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
10	FD-Abblaseregelventil	öffnet nicht			2	236	336 bzw. 8736	2, 3, 4	3
11	Sicherheitsventil (eigenmedium- betätigt)	öffnet nicht			2	636	8736	2, 4	2
12		schließt nicht			1	636	8736	2, 4	2
13	Vorsteuerventile (federbelastet)	öffnet nicht		5	2	484	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
14		schließt nicht		3	1	484	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
15	Vorsteuerventil (magnetbetätigt)	öffnet nicht	6	12	8	531	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8, 12,	24
							336, 672	16, 24	4
16		schließt nicht		4	0	484	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
17	Rückschlagventil	schließt nicht	2	0	1	3075	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
18		öffnet nicht	0	0	1	2774	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
19	Rückschlagventil (absperbar)	schließt nicht mit Motor		2	4	700	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
20		öffnet nicht	0	0	3	520	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20

Nr.	Bewertete Komponentenart	Bewertete Ausfallart	Anzahl GVA-Ereignisse			Beob Zeit [a]	Fehlerentdeckungszeit [h]	Redundanz	Datensätze
			1969	1981	1991				
21	Rückschlagklappe	schließt nicht			1	2900	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
22		öffnet nicht		1	1	4113	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
23	Wärmetauscher	keine Wärmeübertragung		2	1	733	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
24	Ventilator	startet nicht			4	1234	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
25		Betriebsversagen		3	0	649	Ausfallrate 1/h	2, 3, 4, 6, 8	5
26	Kreispumpe	startet nicht			17	1618	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 6, 8	20
27		Betriebsversagen			16	140	Ausfallraten in 1/h	2, 3, 4, 6, 8	5
28	Dieselaggregat	startet nicht			14	573	336, 672, 2016, 8736	2, 3, 4, 5, 6	20
29		Betriebsversagen			13	2	Ausfallraten in 1/h	2, 3, 4, 5, 6	5
30	Messrohrleitung	Signal geht nicht durch			11	7072	336, 672, 2016, 8736	2,3,4,6,9,12	24
31	Druckmessumformer	Messwert folgt Änderungen nicht			2	7072	336, 672, 2016, 8736	2,3,4,6,9,12	24
32	Batterie	keine Spannung			1	1099	336, 672, 2016, 8736	2,3,4	12
33	Relais	schaltet nicht		4	6	1894	336, 672, 2016, 8736	2,3,4,6,9,12	24
34	Grenzwertgeber	schaltet nicht		2	4	10096	336, 672, 2016, 8736	2,3,4,6,9,12	24
35	Leistungsschalter	schaltet nicht			7	3240	336, 672, 2016, 8736	2,3,4,6,8	20

**1969:** Anzahl der GVA-Ereignisse aus dem Zeitraum 1969 bis 1980 (12 Jahre)

**1981:** Anzahl der GVA-Ereignisse aus dem Zeitraum 1981 bis 1990 (10 Jahre)

**1991:** Anzahl der GVA-Ereignisse aus dem Zeitraum 1991 bis 2010 (20 Jahre)

**Beob Zeit:** Beobachtungszeit (Komponentengruppenjahre)

Bei allen anderen GVA-Ereignissen wurde jeweils die Randbedingung ausgewählt, die bei der Bewertung des GVA-Ereignisses als "default"-Randbedingungen bewertet worden ist. Diese "default"-Randbedingungen sind wie folgt definiert:

- Die konservativste Randbedingung, die für den Leistungsbetrieb gültig ist. Hierbei werden Ereignisse, die beim Anfahren aufgetreten sind und die bis Erreichen des Vollastzustandes relevant bleiben, ohne dass spezifische Prüfungen vorgeschrieben sind, ebenfalls berücksichtigt,
- Die Randbedingung, die für Anforderungen aus dem Reaktorschutz gültig ist,
- Die Randbedingung, die für Sicherheitssysteme gültig ist,
- Die Randbedingung, die für interne Ereignisse relevant ist (d. h. kein EVA).

Die jeweils berücksichtigten GVA-Ereignisse und die verwendeten Randbedingungen sind für jede bewertete Komponentenart und Ausfallart in der Ergebnisdarstellung aufgeführt.

Als Expertenabschätzungen für die verwendeten Randbedingungen werden die Abschätzungen der GRS-Experten berücksichtigt. Bei allen berücksichtigten Randbedingungen liegen Abschätzungen von mindestens drei GRS-Experten vor.

## A 1.4 ERGEBNISDARSTELLUNG

Für die Ergebnisdarstellung werden die GVA-Wahrscheinlichkeiten für eine unterschiedliche Anzahl ausgefallener Komponenten einer Komponentengruppe (Ausfallkombinationen) und unterschiedliche Fehlerentdeckungszeiten berechnet. Bei den Komponenten, für die bereits in /DAT 05/ Daten vorhanden sind, werden die Anzahl der zu berücksichtigenden Redundanzen und Fehlerentdeckungszeiten übernommen. Daher werden in der Regel für verfahrenstechnische und elektrische Komponenten als Anzahl der Redundanzen die Werte 2, 3, 4, 6 und 8 und für Komponenten der Messtechnik die Werte 2, 3, 4, 6, 9 und 12 verwendet. Bei den Armaturen Vorsteuerventil (magnetbetätigt) werden zusätzlich als Anzahl der Redundanzen die Werte 12, 16 und 24 berücksichtigt. Als Werte für die Fehlerentdeckungszeit werden zwei Wochen (336 h) – diese Fehlerentdeckungszeit ergibt sich z. B. bei vier redundanten Komponenten, die 2 Wochen getestet werden, d. h. jede Woche wird eine Komponente getestet –, ein Monat mit wöchentlich versetztem Test (336 h), ein Monat (672 h), drei Monate (2016 h) und ein Jahr (8736 h) berücksichtigt. Die detaillierten Angaben zu den berücksichtigten Redundanzen und Fehlerentdeckungszeiten sind in der Tabelle A 1.1 aufgeführt.

Als Ergebnis liefert das Kopplungsmodell nichtparametrische Ergebnisverteilungen. Charakteristika dieser Ergebnisverteilungen werden für jede betrachtete Kombination aus Komponentenart, Ausfallart, Fehlerentdeckungszeit und der Anzahl der Redundanzen in tabellarischer Form dargestellt. Es werden folgende Werte aufgeführt:

- Ausfallkombination (AFK),
- 5 %-Quantil der Ergebnisverteilung,
- 50 %-Quantil der Ergebnisverteilung,
- 95 %-Quantil der Ergebnisverteilung,
- Erwartungswert der Ergebnisverteilung,
- Standardabweichung der,
- Streufaktor (Verhältnis des 95 %-Quantils zum 50 %-Quantil) der Ergebnisverteilung.

Die aufgeführten Werte der Ergebnisverteilung beziehen sich nicht auf eine Ausfallkombination bestimmter Komponenten, sondern auf die Summe aus allen möglichen Kombinationen mit gleicher Anzahl ausgefallener Komponenten.

Die aufgeführten Werte der Ergebnisverteilung sind in der Regel als Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung zu verstehen. Nur bei den Komponenten mit der Ausfallart "Betriebsversagen" sind die aufgeführten Werte als Ausfallrate pro Stunde berechnet. Die Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung ergibt sich dann durch Multiplikation der Ausfallrate und der Zeit, für die die Funktion der Komponente ("mission time") in der PSA erforderlich ist.

## A 2 ERGEBNISSE FÜR BESTIMMTE KOMPONENTEN

### A 2.1 ABSPERRSCHIEBER (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), ÖFFNET NICHT

#### A 2.1.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Absperrschieber wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAA,
- Antrieb: Motor elektrisch,
- System: wasserführende Systeme.

#### A 2.1.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 6.348 Komponenten-gruppenjahre.

#### A 2.1.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00218	Keine
00222	Nicht nach jeder Instandhaltungsmaßnahme findet eine anforderungsgerechte Prüfung statt (Anforderung mit Differenzdruck)
00278	Ohne Wirkleistungsmessungsauswertung aller Betätigungen
00279	Ohne Wirkleistungsmessungsauswertung aller Betätigungen und Möglichkeit zur gleichzeitigen Instandhaltung in mehreren Redundanzen in einer Revision
00282	Armaturen mit Rutschkupplung
00285	Heißgehende Systeme
00286	Nicht anforderungsgerechte Prüfung (Anforderung mit Differenzdruck)
00456	Keine
00481	Armaturen mit Rutschkupplung
00587	Keine
00729	Keine
00817	Kaltgehende Systeme ohne Wirkleistungsmessungsauswertung aller Betätigungen
01235	Keine
01416	Keine
01436	Keine
01443	Keine
01539	Keine
01571	KMV
01575	Keine
01719	Keine

### A 2.1.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.1.1 bis A 2.1.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.1.1: Absperrschieber, Ausfallart "öffnet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,6E-06	2,9E-05	1,3E-04	4,3E-05	4,5E-05	4,5
2v3	2,5E-06	2,8E-05	1,2E-04	4,0E-05	4,1E-05	4,4
3v3	1,6E-06	1,9E-05	9,3E-05	3,0E-05	3,2E-05	4,9
2v4	2,3E-06	2,5E-05	1,1E-04	3,6E-05	3,7E-05	4,3
3v4	1,8E-06	2,0E-05	9,1E-05	3,0E-05	3,1E-05	4,5
4v4	1,1E-06	1,4E-05	7,2E-05	2,3E-05	3,3E-05	5,2
2v6	1,8E-06	2,0E-05	8,7E-05	2,9E-05	2,9E-05	4,4
3v6	1,6E-06	1,8E-05	7,8E-05	2,6E-05	2,7E-05	4,3
4v6	1,3E-06	1,5E-05	6,8E-05	2,3E-05	2,4E-05	4,4
5v6	1,0E-06	1,2E-05	5,8E-05	1,9E-05	2,0E-05	4,8
6v6	5,9E-07	8,1E-06	4,9E-05	1,4E-05	1,8E-05	6,1
2v8	1,4E-06	1,6E-05	7,1E-05	2,3E-05	2,4E-05	4,5
3v8	1,3E-06	1,5E-05	6,7E-05	2,2E-05	3,3E-05	4,4
4v8	1,2E-06	1,4E-05	6,2E-05	2,0E-05	2,1E-05	4,5
5v8	1,1E-06	1,2E-05	5,6E-05	1,8E-05	1,9E-05	4,5
6v8	8,9E-07	1,1E-05	4,9E-05	1,6E-05	2,0E-05	4,7
7v8	6,7E-07	8,2E-06	4,3E-05	1,3E-05	1,5E-05	5,2
8v8	3,3E-07	5,5E-06	3,8E-05	1,1E-05	1,5E-05	6,9

**Tabelle A 2.1.2: Absperrschieber, Ausfallart "öffnet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	5,1E-06	5,8E-05	2,6E-04	8,6E-05	9,0E-05	4,5
2v3	5,0E-06	5,6E-05	2,4E-04	8,1E-05	8,2E-05	4,4
3v3	3,3E-06	3,8E-05	1,9E-04	5,9E-05	6,5E-05	4,9
2v4	4,5E-06	5,0E-05	2,2E-04	7,3E-05	7,3E-05	4,3
3v4	3,6E-06	4,0E-05	1,8E-04	6,0E-05	7,1E-05	4,5
4v4	2,2E-06	2,8E-05	1,4E-04	4,5E-05	5,3E-05	5,2
2v6	3,5E-06	4,0E-05	1,7E-04	5,8E-05	5,8E-05	4,4
3v6	3,3E-06	3,6E-05	1,6E-04	5,2E-05	5,3E-05	4,3
4v6	2,7E-06	3,1E-05	1,4E-04	4,5E-05	4,7E-05	4,4
5v6	2,1E-06	2,5E-05	1,2E-04	3,7E-05	4,1E-05	4,8
6v6	1,2E-06	1,6E-05	9,8E-05	2,9E-05	3,7E-05	6,1

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v8	2,8E-06	3,2E-05	1,4E-04	4,7E-05	4,8E-05	4,5
3v8	2,6E-06	3,0E-05	1,3E-04	4,4E-05	4,6E-05	4,4
4v8	2,4E-06	2,7E-05	1,2E-04	4,1E-05	4,2E-05	4,5
5v8	2,2E-06	2,5E-05	1,1E-04	3,7E-05	3,8E-05	4,5
6v8	1,8E-06	2,1E-05	9,8E-05	3,2E-05	4,0E-05	4,7
7v8	1,3E-06	1,6E-05	8,5E-05	2,6E-05	3,0E-05	5,2
8v8	6,6E-07	1,1E-05	7,6E-05	2,1E-05	3,4E-05	6,9

**Tabelle A 2.1.3: Absperrschieber, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,5E-05	1,7E-04	7,8E-04	2,6E-04	2,7E-04	4,5
2v3	1,5E-05	1,7E-04	7,3E-04	2,4E-04	2,5E-04	4,4
3v3	9,8E-06	1,2E-04	5,6E-04	1,8E-04	1,9E-04	4,9
2v4	1,4E-05	1,5E-04	6,5E-04	2,2E-04	2,2E-04	4,3
3v4	1,1E-05	1,2E-04	5,4E-04	1,8E-04	1,9E-04	4,5
4v4	6,7E-06	8,3E-05	4,3E-04	1,4E-04	2,0E-04	5,2
2v6	1,1E-05	1,2E-04	5,2E-04	1,7E-04	1,8E-04	4,4
3v6	9,8E-06	1,1E-04	4,7E-04	1,6E-04	1,6E-04	4,3
4v6	8,1E-06	9,3E-05	4,1E-04	1,4E-04	1,4E-04	4,4
5v6	6,3E-06	7,4E-05	3,5E-04	1,1E-04	1,2E-04	4,8
6v6	3,6E-06	4,9E-05	3,0E-04	8,6E-05	1,1E-04	6,1
2v8	8,3E-06	9,5E-05	4,2E-04	1,4E-04	1,4E-04	4,5
3v8	7,9E-06	9,1E-05	4,0E-04	1,3E-04	2,0E-04	4,4
4v8	7,2E-06	8,2E-05	3,7E-04	1,2E-04	1,3E-04	4,5
5v8	6,6E-06	7,4E-05	3,4E-04	1,1E-04	1,2E-04	4,5
6v8	5,3E-06	6,3E-05	2,9E-04	9,5E-05	1,0E-04	4,7
7v8	4,0E-06	4,9E-05	2,6E-04	7,9E-05	9,1E-05	5,2
8v8	2,0E-06	3,3E-05	2,3E-04	6,4E-05	9,1E-05	6,9

**Tabelle A 2.1.4: Absperrschieber, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	6,7E-05	7,6E-04	3,4E-03	1,1E-03	1,2E-03	4,5
2v3	6,5E-05	7,3E-04	3,2E-03	1,1E-03	1,1E-03	4,4

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standardab- weichung	Streu faktor
3v3	4,3E-05	5,0E-04	2,4E-03	7,7E-04	8,4E-04	4,9
2v4	5,9E-05	6,5E-04	2,8E-03	9,4E-04	9,6E-04	4,3
3v4	4,6E-05	5,2E-04	2,4E-03	7,8E-04	9,7E-04	4,5
4v4	2,9E-05	3,6E-04	1,9E-03	5,8E-04	7,0E-04	5,2
2v6	4,6E-05	5,1E-04	2,3E-03	7,5E-04	7,6E-04	4,4
3v6	4,2E-05	4,7E-04	2,0E-03	6,8E-04	6,9E-04	4,4
4v6	3,5E-05	4,0E-04	1,8E-03	5,9E-04	6,1E-04	4,4
5v6	2,7E-05	3,2E-04	1,5E-03	4,9E-04	5,3E-04	4,8
6v6	1,5E-05	2,1E-04	1,3E-03	3,7E-04	4,8E-04	6,1
2v8	3,6E-05	4,1E-04	1,8E-03	6,1E-04	6,3E-04	4,5
3v8	3,4E-05	3,9E-04	1,7E-03	5,8E-04	7,3E-04	4,4
4v8	3,1E-05	3,6E-04	1,6E-03	5,3E-04	5,5E-04	4,5
5v8	2,8E-05	3,2E-04	1,5E-03	4,8E-04	5,0E-04	4,5
6v8	2,3E-05	2,7E-04	1,3E-03	4,1E-04	4,5E-04	4,7
7v8	1,7E-05	2,1E-04	1,1E-03	3,4E-04	3,9E-04	5,2
8v8	8,6E-06	1,4E-04	9,9E-04	2,8E-04	4,3E-04	6,9

## A 2.2 ABSPERRSCHIEBER (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), SCHLIESST NICHT

### A 2.2.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Absperrschieber wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAA,
- Antrieb: Motor elektrisch,
- System: wasserführende Systeme.

### A 2.2.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 6.348 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.2.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00139	Schließfunktion über Motorantrieb
00218	Keine
00278	Ohne Wirkleistungsmessungsauswertung aller Betätigungen
00279	Ohne Wirkleistungsmessungsauswertung aller Betätigungen und Möglichkeit zur gleichzeitigen Instandhaltung in mehreren Redundanzen in einer Revision
00282	Armaturen mit Rutschkupplung
00285	Heißgehende Systeme
00481	Armaturen mit Rutschkupplung
00699	Absolute Dichtheitsanforderung
00729	Keine
00817	Kaltgehende Systeme ohne Wirkleistungsmessungsauswertung aller Betätigungen
00992	Heißgehende Systeme
01263	Keine
01416	Keine
01436	Keine
01443	Keine
01512	Keine
01521	"Normale" Schließfunktion (z. B. zur Vermeidung einer Strömungsumkehr)
01719	Keine
01720	Keine
01751	Keine

## A 2.2.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.2.1 bis A 2.2.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.2.1: Absperrschieber, Ausfallart "schließt nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,2E-06	2,5E-05	1,1E-04	3,8E-05	4,0E-05	4,5
2v3	2,1E-06	2,4E-05	1,0E-04	3,4E-05	3,5E-05	4,4
3v3	1,4E-06	1,7E-05	8,3E-05	2,6E-05	2,9E-05	5,0
2v4	1,9E-06	2,1E-05	9,1E-05	3,1E-05	3,1E-05	4,3
3v4	1,5E-06	1,7E-05	7,7E-05	2,5E-05	2,7E-05	4,6
4v4	9,8E-07	1,2E-05	6,4E-05	2,0E-05	2,3E-05	5,3
2v6	1,5E-06	1,7E-05	7,5E-05	2,5E-05	2,5E-05	4,4
3v6	1,3E-06	1,5E-05	6,6E-05	2,2E-05	2,3E-05	4,4
4v6	1,1E-06	1,3E-05	5,9E-05	1,9E-05	2,0E-05	4,6
5v6	9,0E-07	1,0E-05	5,0E-05	1,6E-05	1,8E-05	4,8
6v6	5,1E-07	7,2E-06	4,5E-05	1,3E-05	1,7E-05	6,2
2v8	1,2E-06	1,4E-05	6,4E-05	2,1E-05	2,2E-05	4,5
3v8	1,1E-06	1,3E-05	5,7E-05	1,9E-05	1,9E-05	4,5
4v8	1,0E-06	1,1E-05	5,2E-05	1,7E-05	1,8E-05	4,6
5v8	8,8E-07	1,0E-05	4,7E-05	1,5E-05	1,7E-05	4,6
6v8	7,4E-07	8,7E-06	4,2E-05	1,3E-05	1,5E-05	4,9
7v8	5,8E-07	7,2E-06	3,8E-05	1,2E-05	1,4E-05	5,2
8v8	2,9E-07	4,9E-06	3,5E-05	9,8E-06	1,4E-05	7,3

**Tabelle A 2.2.2: Absperrschieber, Ausfallart "schließt nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	4,4E-06	5,1E-05	2,3E-04	7,5E-05	8,0E-05	4,5
2v3	4,1E-06	4,7E-05	2,1E-04	6,9E-05	7,0E-05	4,4
3v3	2,8E-06	3,3E-05	1,7E-04	5,2E-05	5,8E-05	5,0
2v4	3,8E-06	4,2E-05	1,8E-04	6,1E-05	6,2E-05	4,3
3v4	2,9E-06	3,4E-05	1,5E-04	5,1E-05	5,3E-05	4,6
4v4	2,0E-06	2,4E-05	1,3E-04	3,9E-05	4,6E-05	5,3
2v6	3,0E-06	3,4E-05	1,5E-04	4,9E-05	5,1E-05	4,4
3v6	2,6E-06	3,0E-05	1,3E-04	4,4E-05	4,7E-05	4,4
4v6	2,2E-06	2,6E-05	1,2E-04	3,8E-05	4,1E-05	4,6
5v6	1,8E-06	2,1E-05	1,0E-04	3,2E-05	3,6E-05	4,8
6v6	1,0E-06	1,4E-05	9,0E-05	2,6E-05	3,5E-05	6,2

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v8	2,5E-06	2,8E-05	1,3E-04	4,2E-05	4,4E-05	4,6
3v8	2,2E-06	2,5E-05	1,1E-04	3,7E-05	3,9E-05	4,5
4v8	2,0E-06	2,3E-05	1,0E-04	3,4E-05	3,6E-05	4,6
5v8	1,8E-06	2,0E-05	9,4E-05	3,0E-05	3,4E-05	4,6
6v8	1,5E-06	1,7E-05	8,4E-05	2,7E-05	2,9E-05	4,9
7v8	1,2E-06	1,4E-05	7,6E-05	2,3E-05	2,7E-05	5,2
8v8	5,8E-07	9,8E-06	7,1E-05	2,0E-05	2,8E-05	7,3

**Tabelle A 2.2.3: Absperrschieber, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,3E-05	1,5E-04	6,9E-04	2,3E-04	2,4E-04	4,5
2v3	1,2E-05	1,4E-04	6,2E-04	2,1E-04	2,1E-04	4,4
3v3	8,5E-06	1,0E-04	5,0E-04	1,6E-04	1,7E-04	5,0
2v4	1,2E-05	1,3E-04	5,5E-04	1,8E-04	1,9E-04	4,3
3v4	8,8E-06	1,0E-04	4,6E-04	1,5E-04	1,6E-04	4,6
4v4	5,9E-06	7,3E-05	3,8E-04	1,2E-04	1,4E-04	5,3
2v6	8,9E-06	1,0E-04	4,5E-04	1,5E-04	1,5E-04	4,4
3v6	7,8E-06	8,9E-05	4,0E-04	1,3E-04	1,4E-04	4,4
4v6	6,7E-06	7,7E-05	3,5E-04	1,2E-04	1,2E-04	4,6
5v6	5,4E-06	6,3E-05	3,0E-04	9,7E-05	1,1E-04	4,8
6v6	3,1E-06	4,3E-05	2,7E-04	7,8E-05	1,0E-04	6,2
2v8	7,4E-06	8,5E-05	3,8E-04	1,3E-04	1,3E-04	4,6
3v8	6,5E-06	7,6E-05	3,4E-04	1,1E-04	1,2E-04	4,5
4v8	6,0E-06	6,9E-05	3,1E-04	1,0E-04	1,1E-04	4,6
5v8	5,3E-06	6,1E-05	2,8E-04	9,1E-05	1,0E-04	4,6
6v8	4,4E-06	5,2E-05	2,5E-04	8,0E-05	8,8E-05	4,9
7v8	3,5E-06	4,3E-05	2,3E-04	7,0E-05	8,2E-05	5,3
8v8	1,7E-06	2,9E-05	2,1E-04	5,9E-05	8,5E-05	7,3

**Tabelle A 2.2.4: Absperrschieber, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	5,7E-05	6,6E-04	3,0E-03	9,8E-04	1,0E-03	4,5
2v3	5,4E-05	6,1E-04	2,7E-03	9,0E-04	1,0E-03	4,4

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
3v3	3,7E-05	4,3E-04	2,2E-03	6,8E-04	7,6E-04	5,0
2v4	5,0E-05	5,5E-04	2,4E-03	7,9E-04	8,1E-04	4,3
3v4	3,8E-05	4,4E-04	2,0E-03	6,6E-04	6,9E-04	4,6
4v4	2,6E-05	3,1E-04	1,7E-03	5,1E-04	6,0E-04	5,3
2v6	3,8E-05	4,4E-04	2,0E-03	6,4E-04	6,6E-04	4,4
3v6	3,4E-05	3,9E-04	1,7E-03	5,7E-04	6,0E-04	4,5
4v6	2,9E-05	3,3E-04	1,5E-03	5,0E-04	5,3E-04	4,6
5v6	2,3E-05	2,7E-04	1,3E-03	4,2E-04	4,6E-04	4,8
6v6	1,3E-05	1,9E-04	1,2E-03	3,4E-04	4,5E-04	6,2
2v8	3,2E-05	3,7E-04	1,7E-03	5,5E-04	5,8E-04	4,6
3v8	2,8E-05	3,3E-04	1,5E-03	4,9E-04	5,1E-04	4,5
4v8	2,6E-05	3,0E-04	1,4E-03	4,5E-04	5,5E-04	4,6
5v8	2,3E-05	2,6E-04	1,2E-03	4,0E-04	4,6E-04	4,6
6v8	1,9E-05	2,3E-04	1,1E-03	3,5E-04	3,8E-04	4,9
7v8	1,5E-05	1,9E-04	9,8E-04	3,0E-04	3,6E-04	5,3
8v8	7,5E-06	1,3E-04	9,2E-04	2,5E-04	3,7E-04	7,3

## A 2.3 ABSPERRVENTIL (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), ÖFFNET NICHT

### A 2.3.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Absperrventil wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAB,
- Antrieb: Motor elektrisch,
- System: wasserführende Systeme.

### A 2.3.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 20.530 Komponentengruppenjahre.

### A 2.3.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00226	Selten (z.B. jährlich) betätigte Ventile und Drehmoment nicht überbrückt
	Häufig (z.B. monatlich) betätigte Ventile und Drehmoment nicht überbrückt
00289	Ohne Anfahrüberbrückung
00290	Ohne Anfahrüberbrückung

GVA-Nr.	Randbedingung
00504	Ältere Anlagen mit vergleichbaren Verlegerichtlinien
01234	Keine

### A 2.3.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.3.1 bis A 2.3.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.3.1: Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	6,9E-08	1,0E-06	7,1E-06	2,0E-06	2,9E-06	7,0
2v3	1,1E-07	1,4E-06	8,1E-06	2,4E-06	3,0E-06	5,6
3v3	2,4E-08	4,8E-07	4,4E-06	1,1E-06	2,0E-06	9,2
2v4	1,2E-07	1,6E-06	8,4E-06	2,6E-06	3,1E-06	5,4
3v4	5,2E-08	8,1E-07	5,4E-06	1,5E-06	2,1E-06	6,7
4v4	8,0E-09	2,5E-07	3,2E-06	7,6E-07	1,6E-06	12,8
2v6	1,2E-07	1,5E-06	8,2E-06	2,5E-06	3,0E-06	5,3
3v6	7,6E-08	1,0E-06	6,0E-06	1,8E-06	2,2E-06	5,7
4v6	3,7E-08	6,4E-07	4,4E-06	1,2E-06	1,7E-06	6,8
5v6	1,0E-08	3,1E-07	3,1E-06	7,7E-07	1,3E-06	10,0
6v6	9,3E-10	7,6E-08	1,9E-06	4,2E-07	1,1E-06	25,6
2v8	1,1E-07	1,4E-06	7,4E-06	2,3E-06	2,7E-06	5,4
3v8	8,0E-08	1,1E-06	6,0E-06	1,8E-06	2,2E-06	5,6
4v8	5,3E-08	7,7E-07	4,7E-06	1,4E-06	1,8E-06	6,1
5v8	2,8E-08	5,2E-07	3,7E-06	1,0E-06	1,5E-06	7,1
6v8	9,4E-09	3,0E-07	2,9E-06	7,2E-07	1,2E-06	9,7
7v8	1,6E-09	1,3E-07	2,1E-06	4,8E-07	1,0E-06	16,1
8v8	1,0E-10	2,6E-08	1,4E-06	2,9E-07	9,8E-07	53,0

**Tabelle A 2.3.2: Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,4E-07	2,0E-06	1,4E-05	3,9E-06	5,7E-06	7,0
2v3	2,1E-07	2,9E-06	1,6E-05	4,9E-06	6,0E-06	5,6
3v3	4,9E-08	9,5E-07	8,8E-06	2,3E-06	4,1E-06	9,2
2v4	2,5E-07	3,1E-06	1,7E-05	5,1E-06	6,1E-06	5,4
3v4	1,0E-07	1,6E-06	1,1E-05	3,1E-06	4,2E-06	6,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
4v4	1,6E-08	5,0E-07	6,3E-06	1,5E-06	3,1E-06	12,8
2v6	2,4E-07	3,1E-06	1,6E-05	5,0E-06	5,9E-06	5,3
3v6	1,5E-07	2,1E-06	1,2E-05	3,6E-06	4,4E-06	5,7
4v6	7,4E-08	1,3E-06	8,7E-06	2,5E-06	3,5E-06	6,8
5v6	2,0E-08	6,1E-07	6,2E-06	1,5E-06	2,6E-06	10,0
6v6	1,9E-09	1,5E-07	3,9E-06	8,4E-07	2,2E-06	25,6
2v8	2,2E-07	2,8E-06	1,5E-05	4,5E-06	5,3E-06	5,4
3v8	1,6E-07	2,1E-06	1,2E-05	3,6E-06	4,3E-06	5,6
4v8	1,1E-07	1,5E-06	9,4E-06	2,8E-06	3,6E-06	6,1
5v8	5,6E-08	1,0E-06	7,4E-06	2,0E-06	2,9E-06	7,1
6v8	1,9E-08	5,9E-07	5,7E-06	1,4E-06	2,4E-06	9,7
7v8	3,2E-09	2,6E-07	4,2E-06	9,5E-07	2,0E-06	16,1
8v8	2,0E-10	5,1E-08	2,7E-06	5,7E-07	2,0E-06	53,0

**Tabelle A 2.3.3: Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	4,1E-07	6,1E-06	4,2E-05	1,2E-05	1,7E-05	7,0
2v3	6,4E-07	8,6E-06	4,9E-05	1,5E-05	1,8E-05	5,6
3v3	1,5E-07	2,9E-06	2,6E-05	6,9E-06	1,2E-05	9,2
2v4	7,4E-07	9,4E-06	5,0E-05	1,5E-05	1,8E-05	5,4
3v4	3,1E-07	4,9E-06	3,3E-05	9,2E-06	1,3E-05	6,7
4v4	4,8E-08	1,5E-06	1,9E-05	4,6E-06	9,4E-06	12,8
2v6	7,2E-07	9,2E-06	4,9E-05	1,5E-05	1,8E-05	5,3
3v6	4,5E-07	6,3E-06	3,6E-05	1,1E-05	1,4E-05	5,7
4v6	2,2E-07	3,8E-06	2,6E-05	7,4E-06	1,0E-05	6,8
5v6	6,0E-08	1,8E-06	1,8E-05	4,6E-06	7,9E-06	10,0
6v6	5,6E-09	4,5E-07	1,2E-05	2,5E-06	6,6E-06	25,6
2v8	6,7E-07	8,3E-06	4,5E-05	1,4E-05	1,6E-05	5,4
3v8	4,8E-07	6,4E-06	3,6E-05	1,1E-05	1,3E-05	5,6
4v8	3,2E-07	4,6E-06	2,8E-05	8,3E-06	1,1E-05	6,1
5v8	1,7E-07	3,1E-06	2,2E-05	6,1E-06	8,8E-06	7,1
6v8	5,6E-08	1,8E-06	1,7E-05	4,3E-06	7,2E-06	9,7
7v8	9,5E-09	7,8E-07	1,2E-05	2,9E-06	6,0E-06	16,1
8v8	6,0E-10	1,5E-07	8,2E-06	1,7E-06	5,9E-06	53,0

**Tabelle A 2.3.4: Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,0E-06	2,8E-05	1,9E-04	5,4E-05	7,6E-05	6,7
2v3	3,1E-06	4,1E-05	2,2E-04	6,8E-05	8,2E-05	5,5
3v3	7,1E-07	1,3E-05	1,2E-04	3,1E-05	5,5E-05	8,9
2v4	3,6E-06	4,5E-05	2,4E-04	7,3E-05	8,6E-05	5,3
3v4	1,5E-06	2,3E-05	1,5E-04	4,2E-05	5,6E-05	6,5
4v4	2,4E-07	6,8E-06	8,3E-05	2,0E-05	4,1E-05	12,3
2v6	3,6E-06	4,5E-05	2,3E-04	7,2E-05	8,4E-05	5,2
3v6	2,2E-06	3,0E-05	1,7E-04	5,1E-05	6,2E-05	5,6
4v6	1,1E-06	1,8E-05	1,2E-04	3,4E-05	4,7E-05	6,6
5v6	3,0E-07	8,4E-06	8,1E-05	2,1E-05	3,5E-05	9,7
6v6	2,8E-08	2,0E-06	5,0E-05	1,1E-05	2,9E-05	24,7
2v8	3,4E-06	4,1E-05	2,1E-04	6,6E-05	7,6E-05	5,2
3v8	2,4E-06	3,2E-05	1,7E-04	5,2E-05	6,1E-05	5,4
4v8	1,6E-06	2,2E-05	1,3E-04	3,9E-05	5,0E-05	5,9
5v8	8,2E-07	1,4E-05	1,0E-04	2,8E-05	4,0E-05	6,9
6v8	2,8E-07	8,1E-06	7,6E-05	1,9E-05	3,2E-05	9,4
7v8	4,8E-08	3,5E-06	5,4E-05	1,3E-05	2,6E-05	15,6
8v8	3,1E-09	6,9E-07	3,5E-05	7,5E-06	2,5E-05	51,6

## A 2.4 ABSPERRVENTIL (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), SCHLIESST NICHT

### A 2.4.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Absperrventil wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAB,
- Antrieb: Motor elektrisch,
- System: wasserführende Systeme.

### A 2.4.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 14.782 Komponentengruppenjahre.

### A 2.4.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00292	Keine Selbsthemmung
00344	Keine
00579	Keine Selbsthemmung
00722	Keine
01234	Keine
01662	Keine
01798	Keine

### A 2.4.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.4.1 bis A 2.4.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.4.1: Absperrrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,7E-07	3,3E-06	1,8E-05	5,5E-06	6,8E-06	5,5
2v3	3,7E-07	4,3E-06	2,1E-05	6,7E-06	7,4E-06	4,8
3v3	1,3E-07	1,8E-06	1,2E-05	3,3E-06	4,5E-06	6,4
2v4	3,9E-07	4,4E-06	2,1E-05	6,8E-06	7,4E-06	4,8
3v4	2,2E-07	2,7E-06	1,4E-05	4,4E-06	5,3E-06	5,3
4v4	6,3E-08	1,0E-06	8,2E-06	2,2E-06	3,5E-06	7,8
2v6	3,5E-07	4,0E-06	1,9E-05	6,1E-06	6,6E-06	4,7
3v6	2,7E-07	3,2E-06	1,5E-05	4,9E-06	5,5E-06	4,9
4v6	1,6E-07	2,2E-06	1,2E-05	3,6E-06	4,3E-06	5,5
5v6	7,7E-08	1,2E-06	8,1E-06	2,3E-06	3,1E-06	6,6
6v6	1,5E-08	4,1E-07	5,0E-06	1,2E-06	2,5E-06	12,2
2v8	2,9E-07	3,4E-06	1,6E-05	5,2E-06	5,7E-06	4,8
3v8	2,6E-07	3,0E-06	1,5E-05	4,6E-06	5,2E-06	4,9
4v8	1,9E-07	2,4E-06	1,2E-05	3,8E-06	4,3E-06	5,0
5v8	1,4E-07	1,8E-06	9,9E-06	3,0E-06	3,6E-06	5,5
6v8	7,5E-08	1,2E-06	7,6E-06	2,2E-06	2,9E-06	6,4
7v8	2,8E-08	6,4E-07	5,4E-06	1,4E-06	2,2E-06	8,6
8v8	3,8E-09	1,8E-07	3,4E-06	7,8E-07	1,9E-06	18,5

**Tabelle A 2.4.2: Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	5,4E-07	6,6E-06	3,6E-05	1,1E-05	1,4E-05	5,5
2v3	7,4E-07	8,7E-06	4,2E-05	1,3E-05	1,5E-05	4,8
3v3	2,6E-07	3,6E-06	2,3E-05	6,6E-06	9,0E-06	6,4
2v4	7,7E-07	8,8E-06	4,2E-05	1,4E-05	1,5E-05	4,8
3v4	4,4E-07	5,5E-06	2,9E-05	8,9E-06	1,1E-05	5,3
4v4	1,3E-07	2,1E-06	1,6E-05	4,4E-06	7,0E-06	7,8
2v6	6,9E-07	8,0E-06	3,8E-05	1,2E-05	1,3E-05	4,7
3v6	5,3E-07	6,3E-06	3,1E-05	9,8E-06	1,1E-05	4,9
4v6	3,2E-07	4,3E-06	2,4E-05	7,2E-06	8,7E-06	5,5
5v6	1,5E-07	2,5E-06	1,6E-05	4,6E-06	6,2E-06	6,6
6v6	3,1E-08	8,3E-07	1,0E-05	2,4E-06	4,9E-06	12,2
2v8	5,8E-07	6,8E-06	3,2E-05	1,0E-05	1,1E-05	4,8
3v8	5,2E-07	6,0E-06	2,9E-05	9,3E-06	1,0E-05	4,9
4v8	3,8E-07	4,8E-06	2,4E-05	7,5E-06	8,6E-06	5,0
5v8	2,8E-07	3,6E-06	2,0E-05	6,0E-06	7,2E-06	5,5
6v8	1,5E-07	2,4E-06	1,5E-05	4,3E-06	5,8E-06	6,4
7v8	5,5E-08	1,3E-06	1,1E-05	2,8E-06	4,5E-06	8,6
8v8	7,6E-09	3,7E-07	6,8E-06	1,6E-06	3,8E-06	18,5

**Tabelle A 2.4.3: Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,6E-06	2,0E-05	1,1E-04	3,3E-05	4,1E-05	5,5
2v3	2,2E-06	2,6E-05	1,3E-04	4,0E-05	4,5E-05	4,8
3v3	7,7E-07	1,1E-05	6,9E-05	2,0E-05	2,7E-05	6,4
2v4	2,3E-06	2,6E-05	1,3E-04	4,1E-05	4,4E-05	4,8
3v4	1,3E-06	1,6E-05	8,7E-05	2,7E-05	3,2E-05	5,3
4v4	3,8E-07	6,3E-06	4,9E-05	1,3E-05	2,1E-05	7,8
2v6	2,1E-06	2,4E-05	1,1E-04	3,7E-05	3,9E-05	4,7
3v6	1,6E-06	1,9E-05	9,3E-05	2,9E-05	3,3E-05	4,9
4v6	9,7E-07	1,3E-05	7,1E-05	2,1E-05	2,6E-05	5,5
5v6	4,6E-07	7,4E-06	4,9E-05	1,4E-05	1,9E-05	6,6
6v6	9,2E-08	2,5E-06	3,0E-05	7,3E-06	1,5E-05	12,2
2v8	1,8E-06	2,0E-05	9,7E-05	3,1E-05	3,4E-05	4,8
3v8	1,6E-06	1,8E-05	8,8E-05	2,8E-05	3,1E-05	4,9

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
4v8	1,2E-06	1,4E-05	7,2E-05	2,3E-05	2,6E-05	5,0
5v8	8,4E-07	1,1E-05	5,9E-05	1,8E-05	2,1E-05	5,5
6v8	4,5E-07	7,1E-06	4,5E-05	1,3E-05	1,7E-05	6,4
7v8	1,7E-07	3,8E-06	3,3E-05	8,5E-06	1,3E-05	8,6
8v8	2,3E-08	1,1E-06	2,1E-05	4,7E-06	1,1E-05	18,5

**Tabelle A 2.4.4: Absperrventil (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	7,0E-06	8,6E-05	4,7E-04	1,4E-04	1,8E-04	5,5
2v3	9,6E-06	1,1E-04	5,5E-04	1,7E-04	1,9E-04	4,8
3v3	3,4E-06	4,7E-05	3,0E-04	8,6E-05	1,2E-04	6,4
2v4	1,0E-05	1,1E-04	5,5E-04	1,8E-04	1,9E-04	4,8
3v4	5,8E-06	7,1E-05	3,8E-04	1,2E-04	1,4E-04	5,3
4v4	1,6E-06	2,7E-05	2,1E-04	5,8E-05	9,1E-05	7,8
2v6	9,0E-06	1,0E-04	4,9E-04	1,6E-04	1,7E-04	4,7
3v6	6,9E-06	8,2E-05	4,0E-04	1,3E-04	1,4E-04	4,9
4v6	4,2E-06	5,6E-05	3,1E-04	9,3E-05	1,1E-04	5,5
5v6	2,0E-06	3,2E-05	2,1E-04	6,0E-05	8,2E-05	6,6
6v6	4,0E-07	1,1E-05	1,3E-04	3,2E-05	6,4E-05	12,2
2v8	7,6E-06	8,8E-05	4,2E-04	1,4E-04	1,6E-04	4,8
3v8	6,7E-06	7,7E-05	3,8E-04	1,2E-04	1,3E-04	4,9
4v8	5,0E-06	6,2E-05	3,1E-04	9,8E-05	1,1E-04	5,0
5v8	3,6E-06	4,7E-05	2,6E-04	7,8E-05	9,3E-05	5,5
6v8	1,9E-06	3,1E-05	2,0E-04	5,6E-05	7,5E-05	6,4
7v8	7,2E-07	1,7E-05	1,4E-04	3,7E-05	6,4E-05	8,6
8v8	9,9E-08	4,8E-06	8,9E-05	2,0E-05	4,9E-05	18,5

## A 2.5 ABSPERRVENTIL (DAMPFFÜHRENDE SYSTEME), ÖFFNET NICHT

### A 2.5.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Absperrventil wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAB,
- Antrieb: Motor elektrisch,
- System: dampfführende Systeme.

### A 2.5.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 352 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.5.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00230	Keine
00231	Keine
00926	Keine
01261	Keine

### A 2.5.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.5.1 bis A 2.5.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.5.1: Absperrventil (Dampfführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,5E-06	4,8E-05	3,9E-04	1,0E-04	1,7E-04	8,1
2v3	3,4E-06	5,2E-05	3,4E-04	9,7E-05	1,3E-04	6,6
3v3	9,8E-07	2,7E-05	2,9E-04	7,2E-05	1,3E-04	10,7
2v4	2,8E-06	4,4E-05	2,9E-04	8,1E-05	1,1E-04	6,6
3v4	1,8E-06	3,6E-05	2,7E-04	7,3E-05	1,1E-04	7,5
4v4	3,8E-07	1,6E-05	2,3E-04	5,3E-05	1,1E-04	14,0
2v6	1,2E-06	2,8E-05	2,1E-04	5,7E-05	8,5E-05	7,6
3v6	1,7E-06	3,1E-05	2,2E-04	6,1E-05	8,6E-05	7,0
4v6	1,2E-06	2,7E-05	2,1E-04	5,6E-05	8,4E-05	7,7
5v6	4,3E-07	1,8E-05	1,9E-04	4,6E-05	8,0E-05	10,4
6v6	6,0E-08	6,4E-06	1,6E-04	3,5E-05	9,1E-05	25,4
2v8	3,9E-07	1,7E-05	1,6E-04	4,1E-05	6,8E-05	9,8
3v8	8,6E-07	2,2E-05	1,7E-04	4,6E-05	7,0E-05	8,0
4v8	1,1E-06	2,3E-05	1,8E-04	4,8E-05	7,1E-05	7,5
5v8	7,7E-07	2,1E-05	1,7E-04	4,5E-05	6,8E-05	8,1
6v8	3,9E-07	1,6E-05	1,6E-04	4,0E-05	6,9E-05	9,9
7v8	1,0E-07	9,7E-06	1,4E-04	3,3E-05	8,9E-05	14,6
8v8	1,1E-08	2,7E-06	1,2E-04	2,5E-05	7,3E-05	44,9

**Tabelle A 2.5.2: Absperrventil (Dampfführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	5,1E-06	9,7E-05	7,8E-04	2,1E-04	3,3E-04	8,1
2v3	6,7E-06	1,0E-04	6,8E-04	1,9E-04	2,7E-04	6,6
3v3	2,0E-06	5,4E-05	5,8E-04	1,4E-04	2,6E-04	10,7
2v4	5,6E-06	8,7E-05	5,8E-04	1,6E-04	2,2E-04	6,6
3v4	3,5E-06	7,1E-05	5,3E-04	1,5E-04	2,2E-04	7,5
4v4	7,6E-07	3,2E-05	4,5E-04	1,1E-04	2,2E-04	14,0
2v6	2,4E-06	5,5E-05	4,2E-04	1,1E-04	1,7E-04	7,6
3v6	3,3E-06	6,2E-05	4,3E-04	1,2E-04	1,7E-04	7,0
4v6	2,5E-06	5,4E-05	4,2E-04	1,1E-04	1,7E-04	7,7
5v6	8,6E-07	3,6E-05	3,7E-04	9,3E-05	1,6E-04	10,4
6v6	1,2E-07	1,3E-05	3,2E-04	7,0E-05	1,8E-04	25,4
2v8	7,8E-07	3,3E-05	3,3E-04	8,2E-05	1,4E-04	9,8
3v8	1,7E-06	4,3E-05	3,5E-04	9,2E-05	1,4E-04	8,0
4v8	2,1E-06	4,6E-05	3,5E-04	9,5E-05	1,4E-04	7,5
5v8	1,5E-06	4,2E-05	3,4E-04	9,0E-05	1,4E-04	8,1
6v8	7,8E-07	3,2E-05	3,2E-04	8,1E-05	2,0E-04	9,9
7v8	2,1E-07	1,9E-05	2,8E-04	6,6E-05	1,3E-04	14,6
8v8	2,2E-08	5,4E-06	2,4E-04	4,9E-05	1,5E-04	45,0

**Tabelle A 2.5.3: Absperrventil (Dampfführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,5E-05	2,9E-04	2,3E-03	6,3E-04	1,0E-03	8,1
2v3	2,0E-05	3,1E-04	2,0E-03	5,8E-04	8,0E-04	6,6
3v3	5,9E-06	1,6E-04	1,8E-03	4,3E-04	7,9E-04	10,7
2v4	1,7E-05	2,6E-04	1,7E-03	4,9E-04	6,6E-04	6,6
3v4	1,0E-05	2,1E-04	1,6E-03	4,4E-04	6,5E-04	7,5
4v4	2,3E-06	9,7E-05	1,4E-03	3,2E-04	6,7E-04	14,0
2v6	7,2E-06	1,7E-04	1,3E-03	3,4E-04	5,1E-04	7,6
3v6	9,9E-06	1,8E-04	1,3E-03	3,6E-04	5,2E-04	7,1
4v6	7,5E-06	1,6E-04	1,3E-03	3,4E-04	5,0E-04	7,7
5v6	2,6E-06	1,1E-04	1,1E-03	2,8E-04	4,8E-04	10,4
6v6	3,6E-07	3,8E-05	9,7E-04	2,1E-04	5,5E-04	25,5
2v8	2,3E-06	1,0E-04	9,8E-04	2,4E-04	4,1E-04	9,8
3v8	5,2E-06	1,3E-04	1,0E-03	2,8E-04	4,2E-04	8,0

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
4v8	6,4E-06	1,4E-04	1,1E-03	2,9E-04	4,3E-04	7,5
5v8	4,6E-06	1,3E-04	1,0E-03	2,7E-04	4,1E-04	8,1
6v8	2,3E-06	9,7E-05	9,5E-04	2,4E-04	6,1E-04	9,9
7v8	6,2E-07	5,8E-05	8,5E-04	2,0E-04	4,0E-04	14,6
8v8	6,7E-08	1,6E-05	7,3E-04	1,5E-04	4,4E-04	45,0

**Tabelle A 2.5.4: Absperrventil (Dampfführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	6,6E-05	1,3E-03	1,0E-02	2,7E-03	4,3E-03	8,1
2v3	8,7E-05	1,3E-03	8,8E-03	2,5E-03	3,5E-03	6,6
3v3	2,5E-05	7,1E-04	7,6E-03	1,9E-03	3,4E-03	10,8
2v4	7,3E-05	1,1E-03	7,5E-03	2,1E-03	2,9E-03	6,6
3v4	4,5E-05	9,2E-04	7,0E-03	1,9E-03	2,8E-03	7,5
4v4	9,9E-06	4,2E-04	5,9E-03	1,4E-03	2,9E-03	14,1
2v6	3,1E-05	7,2E-04	5,5E-03	1,5E-03	2,2E-03	7,7
3v6	4,3E-05	8,0E-04	5,7E-03	1,6E-03	2,2E-03	7,1
4v6	3,2E-05	7,1E-04	5,4E-03	1,5E-03	2,2E-03	7,7
5v6	1,1E-05	4,7E-04	4,9E-03	1,2E-03	2,1E-03	10,4
6v6	1,6E-06	1,7E-04	4,2E-03	9,1E-04	2,4E-03	25,5
2v8	1,0E-05	4,3E-04	4,2E-03	1,1E-03	1,8E-03	9,8
3v8	2,2E-05	5,6E-04	4,5E-03	1,2E-03	1,8E-03	8,0
4v8	2,8E-05	6,0E-04	4,6E-03	1,2E-03	1,9E-03	7,6
5v8	2,0E-05	5,5E-04	4,4E-03	1,2E-03	1,8E-03	8,1
6v8	1,0E-05	4,2E-04	4,1E-03	1,1E-03	1,8E-03	9,9
7v8	2,7E-06	2,5E-04	3,7E-03	8,5E-04	1,7E-03	14,6
8v8	2,9E-07	7,1E-05	3,2E-03	6,4E-04	1,9E-03	45,0

## A 2.6 ABSPERRKLAPPE (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), ÖFFNET NICHT

### A 2.6.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Absperrklappe wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAC,
- Antrieb: Motor elektrisch,
- System: wasserführende Systeme.

### A 2.6.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 5.683 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.6.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00164	Keine Funktionsprüfung nach jeder Instandhaltung vorgeschrieben und redundanzübergreifende Instandhaltung zulässig
00166	Instandhaltung ohne komponentenspezifische Armaturenkenntarten und redundanzübergreifende Instandhaltung zulässig
00845	Nicht wiederkehrend mit Differenzdruck geprüfte Klappen
00846	Nicht wiederkehrend mit Differenzdruck geprüfte Klappen
01240	Keine
01658	Systeme ohne vollständige Redundanztrennung

### A 2.6.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.6.1 bis A 2.6.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.6.1: Absperrrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	9,2E-07	1,2E-05	6,4E-05	2,0E-05	2,3E-05	5,4
2v3	6,2E-07	7,7E-06	4,0E-05	1,2E-05	1,4E-05	5,1
3v3	6,7E-07	8,9E-06	5,3E-05	1,6E-05	2,0E-05	5,9
2v4	5,3E-07	6,6E-06	3,4E-05	1,1E-05	1,2E-05	5,2
3v4	4,4E-07	5,7E-06	3,1E-05	9,5E-06	1,2E-05	5,5
4v4	4,7E-07	7,1E-06	4,6E-05	1,3E-05	1,8E-05	6,5
2v6	4,2E-07	5,4E-06	2,8E-05	8,7E-06	1,0E-05	5,3
3v6	3,3E-07	4,5E-06	2,5E-05	7,6E-06	9,2E-06	5,5
4v6	2,6E-07	3,7E-06	2,2E-05	6,6E-06	8,5E-06	6,0
5v6	2,7E-07	3,8E-06	2,3E-05	6,6E-06	8,6E-06	6,1
6v6	2,7E-07	5,2E-06	3,8E-05	1,1E-05	1,6E-05	7,4
2v8	3,3E-07	4,3E-06	2,4E-05	7,2E-06	8,8E-06	5,6
3v8	3,1E-07	4,0E-06	2,2E-05	6,7E-06	8,2E-06	5,6
4v8	2,4E-07	3,4E-06	2,0E-05	5,9E-06	7,4E-06	5,9
5v8	1,8E-07	2,8E-06	1,8E-05	5,1E-06	6,8E-06	6,4
6v8	1,5E-07	2,5E-06	1,7E-05	4,7E-06	6,4E-06	6,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
7v8	1,8E-07	2,9E-06	1,9E-05	5,4E-06	8,0E-06	6,6
8v8	1,5E-07	4,1E-06	3,5E-05	9,1E-06	1,4E-05	8,5

**Tabelle A 2.6.2: Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart " öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,8E-06	2,4E-05	1,3E-04	3,9E-05	4,7E-05	5,4
2v3	1,2E-06	1,5E-05	7,9E-05	2,5E-05	2,9E-05	5,1
3v3	1,3E-06	1,8E-05	1,1E-04	3,1E-05	4,0E-05	5,9
2v4	1,1E-06	1,3E-05	6,8E-05	2,1E-05	2,5E-05	5,2
3v4	8,9E-07	1,1E-05	6,2E-05	1,9E-05	2,3E-05	5,5
4v4	9,4E-07	1,4E-05	9,2E-05	2,6E-05	4,8E-05	6,5
2v6	8,3E-07	1,1E-05	5,7E-05	1,7E-05	2,0E-05	5,3
3v6	6,6E-07	9,0E-06	5,0E-05	1,5E-05	1,8E-05	5,5
4v6	5,2E-07	7,5E-06	4,5E-05	1,3E-05	1,7E-05	6,0
5v6	5,3E-07	7,5E-06	4,6E-05	1,3E-05	1,7E-05	6,1
6v6	5,3E-07	1,0E-05	7,7E-05	2,1E-05	3,1E-05	7,4
2v8	6,6E-07	8,6E-06	4,8E-05	1,4E-05	1,8E-05	5,6
3v8	6,1E-07	8,0E-06	4,4E-05	1,3E-05	1,6E-05	5,6
4v8	4,8E-07	6,8E-06	4,0E-05	1,2E-05	1,5E-05	5,9
5v8	3,7E-07	5,6E-06	3,6E-05	1,0E-05	1,4E-05	6,4
6v8	3,0E-07	5,0E-06	3,4E-05	9,5E-06	1,3E-05	6,7
7v8	3,6E-07	5,7E-06	3,8E-05	1,1E-05	1,6E-05	6,6
8v8	3,0E-07	8,2E-06	6,9E-05	1,8E-05	2,9E-05	8,5

**Tabelle A 2.6.3: Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart " öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	5,5E-06	7,1E-05	3,8E-04	1,2E-04	1,4E-04	5,4
2v3	3,7E-06	4,6E-05	2,4E-04	7,4E-05	8,6E-05	5,1
3v3	4,0E-06	5,4E-05	3,2E-04	9,3E-05	1,2E-04	5,9
2v4	3,2E-06	4,0E-05	2,1E-04	6,4E-05	7,4E-05	5,2
3v4	2,7E-06	3,4E-05	1,9E-04	5,7E-05	7,0E-05	5,5
4v4	2,8E-06	4,2E-05	2,7E-04	7,8E-05	1,1E-04	6,5
2v6	2,5E-06	3,2E-05	1,7E-04	5,2E-05	6,1E-05	5,3

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
3v6	2,0E-06	2,7E-05	1,5E-04	4,5E-05	5,5E-05	5,5
4v6	1,6E-06	2,2E-05	1,3E-04	4,0E-05	5,1E-05	6,0
5v6	1,6E-06	2,3E-05	1,4E-04	4,0E-05	5,2E-05	6,1
6v6	1,6E-06	3,1E-05	2,3E-04	6,3E-05	9,4E-05	7,4
2v8	2,0E-06	2,6E-05	1,4E-04	4,3E-05	5,3E-05	5,6
3v8	1,8E-06	2,4E-05	1,3E-04	4,0E-05	4,9E-05	5,6
4v8	1,4E-06	2,0E-05	1,2E-04	3,5E-05	4,4E-05	5,9
5v8	1,1E-06	1,7E-05	1,1E-04	3,1E-05	4,1E-05	6,4
6v8	9,0E-07	1,5E-05	1,0E-04	2,8E-05	3,8E-05	6,7
7v8	1,1E-06	1,7E-05	1,1E-04	3,2E-05	4,6E-05	6,6
8v8	8,9E-07	2,4E-05	2,1E-04	5,4E-05	8,6E-05	8,5

**Tabelle A 2.6.4: Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart " öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,4E-05	3,1E-04	1,7E-03	5,1E-04	6,1E-04	5,4
2v3	1,6E-05	2,0E-04	1,0E-03	3,2E-04	3,7E-04	5,1
3v3	1,7E-05	2,3E-04	1,4E-03	4,0E-04	5,2E-04	5,9
2v4	1,4E-05	1,7E-04	8,9E-04	2,8E-04	3,2E-04	5,2
3v4	1,1E-05	1,5E-04	8,1E-04	2,5E-04	3,0E-04	5,5
4v4	1,2E-05	1,8E-04	1,2E-03	3,4E-04	4,6E-04	6,5
2v6	1,1E-05	1,4E-04	7,4E-04	2,3E-04	2,7E-04	5,3
3v6	8,6E-06	1,2E-04	6,5E-04	2,0E-04	2,4E-04	5,5
4v6	6,8E-06	9,7E-05	5,8E-04	1,7E-04	2,2E-04	6,0
5v6	7,0E-06	9,8E-05	5,9E-04	1,7E-04	2,2E-04	6,1
6v6	6,9E-06	1,4E-04	1,0E-03	2,7E-04	4,1E-04	7,4
2v8	8,6E-06	1,1E-04	6,3E-04	1,9E-04	2,3E-04	5,6
3v8	7,9E-06	1,0E-04	5,8E-04	1,7E-04	2,1E-04	5,6
4v8	6,2E-06	8,8E-05	5,1E-04	1,5E-04	1,9E-04	5,9
5v8	4,8E-06	7,3E-05	4,6E-04	1,3E-04	1,8E-04	6,4
6v8	3,9E-06	6,6E-05	4,4E-04	1,2E-04	1,7E-04	6,7
7v8	4,7E-06	7,5E-05	4,9E-04	1,4E-04	2,1E-04	6,6
8v8	3,9E-06	1,1E-04	9,0E-04	2,4E-04	3,7E-04	8,5

## A 2.7 ABSPERRKLAPPE (WASSERFÜHRENDE SYSTEME), SCHLIESST NICHT

### A 2.7.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Absperrklappe wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAC,
- Antrieb: Motor elektrisch,
- System: wasserführende Systeme.

### A 2.7.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 4.079 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.7.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
01110	Ohne Wirkleistungsmessung bei allen Armaturenfahrten
01240	Keine
01658	Systeme ohne vollständige Redundanztrennung
01782	Keine

### A 2.7.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.7.1 bis A 2.7.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.7.1: Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu-factor
2v2	2,4E-07	4,1E-06	3,2E-05	8,6E-06	1,3E-05	7,7
2v3	4,0E-07	5,8E-06	3,6E-05	1,0E-05	1,4E-05	6,2
3v3	7,6E-08	2,0E-06	2,0E-05	5,1E-06	9,2E-06	10,2
2v4	4,5E-07	6,1E-06	3,5E-05	1,1E-05	1,3E-05	5,8
3v4	1,8E-07	3,4E-06	2,5E-05	6,8E-06	9,9E-06	7,4
4v4	2,3E-08	1,0E-06	1,4E-05	3,4E-06	7,5E-06	14,1
2v6	4,0E-07	5,4E-06	3,2E-05	9,4E-06	1,2E-05	5,9
3v6	2,7E-07	4,1E-06	2,6E-05	7,4E-06	9,7E-06	6,2
4v6	1,2E-07	2,7E-06	2,0E-05	5,5E-06	8,1E-06	7,4
5v6	2,9E-08	1,3E-06	1,5E-05	3,7E-06	8,6E-06	11,1
6v6	2,3E-09	3,1E-07	8,5E-06	1,8E-06	5,1E-06	27,2
2v8	3,0E-07	4,6E-06	2,8E-05	8,2E-06	1,1E-05	6,2
3v8	2,6E-07	3,9E-06	2,4E-05	7,0E-06	9,1E-06	6,1
4v8	1,7E-07	3,0E-06	2,1E-05	5,8E-06	8,0E-06	6,8

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
5v8	9,1E-08	2,2E-06	1,7E-05	4,7E-06	7,0E-06	7,8
6v8	2,8E-08	1,3E-06	1,4E-05	3,4E-06	5,9E-06	10,3
7v8	3,4E-09	5,7E-07	1,0E-05	2,3E-06	5,1E-06	17,7
8v8	2,0E-10	1,1E-07	5,5E-06	1,2E-06	4,0E-06	52,1

**Tabelle A 2.7.2: Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	4,8E-07	8,3E-06	6,4E-05	1,7E-05	2,6E-05	7,7
2v3	7,9E-07	1,2E-05	7,2E-05	2,1E-05	2,7E-05	6,2
3v3	1,5E-07	4,0E-06	4,1E-05	1,0E-05	1,8E-05	10,2
2v4	8,9E-07	1,2E-05	7,1E-05	2,1E-05	2,7E-05	5,8
3v4	3,6E-07	6,8E-06	5,0E-05	1,4E-05	2,0E-05	7,4
4v4	4,6E-08	2,0E-06	2,9E-05	6,9E-06	1,5E-05	14,1
2v6	8,0E-07	1,1E-05	6,4E-05	1,9E-05	2,4E-05	5,9
3v6	5,4E-07	8,3E-06	5,1E-05	1,5E-05	1,9E-05	6,2
4v6	2,5E-07	5,5E-06	4,0E-05	1,1E-05	1,6E-05	7,4
5v6	5,8E-08	2,7E-06	3,0E-05	7,3E-06	1,8E-05	11,1
6v6	4,7E-09	6,2E-07	1,7E-05	3,7E-06	1,0E-05	27,2
2v8	6,1E-07	9,2E-06	5,7E-05	1,6E-05	2,2E-05	6,2
3v8	5,1E-07	7,8E-06	4,8E-05	1,4E-05	1,9E-05	6,1
4v8	3,5E-07	6,1E-06	4,1E-05	1,2E-05	1,6E-05	6,8
5v8	1,8E-07	4,5E-06	3,5E-05	9,3E-06	1,4E-05	7,8
6v8	5,6E-08	2,7E-06	2,8E-05	6,9E-06	1,2E-05	10,3
7v8	6,9E-09	1,1E-06	2,0E-05	4,5E-06	1,0E-05	17,7
8v8	4,0E-10	2,1E-07	1,1E-05	2,3E-06	8,0E-06	52,1

**Tabelle A 2.7.3: Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,4E-06	2,5E-05	1,9E-04	5,2E-05	7,9E-05	7,7
2v3	2,4E-06	3,5E-05	2,2E-04	6,2E-05	8,1E-05	6,2
3v3	4,5E-07	1,2E-05	1,2E-04	3,1E-05	5,5E-05	10,2
2v4	2,7E-06	3,7E-05	2,1E-04	6,3E-05	8,0E-05	5,8
3v4	1,1E-06	2,0E-05	1,5E-04	4,1E-05	6,0E-05	7,4

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
4v4	1,4E-07	6,1E-06	8,7E-05	2,1E-05	4,5E-05	14,1
2v6	2,4E-06	3,3E-05	1,9E-04	5,7E-05	7,1E-05	5,9
3v6	1,6E-06	2,5E-05	1,5E-04	4,5E-05	5,8E-05	6,2
4v6	7,4E-07	1,6E-05	1,2E-04	3,3E-05	4,9E-05	7,4
5v6	1,7E-07	8,1E-06	9,0E-05	2,2E-05	5,4E-05	11,1
6v6	1,4E-08	1,9E-06	5,1E-05	1,1E-05	3,1E-05	27,2
2v8	1,8E-06	2,7E-05	1,7E-04	4,9E-05	6,6E-05	6,2
3v8	1,5E-06	2,3E-05	1,4E-04	4,2E-05	5,5E-05	6,1
4v8	1,0E-06	1,8E-05	1,2E-04	3,5E-05	4,8E-05	6,8
5v8	5,5E-07	1,3E-05	1,0E-04	2,8E-05	4,2E-05	7,8
6v8	1,7E-07	8,1E-06	8,3E-05	2,1E-05	3,5E-05	10,3
7v8	2,1E-08	3,4E-06	6,0E-05	1,4E-05	3,0E-05	17,7
8v8	1,2E-09	6,4E-07	3,3E-05	7,0E-06	2,4E-05	52,1

**Tabelle A 2.7.4: Absperrklappe (Wasserführende Systeme), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	6,3E-06	1,1E-04	8,3E-04	2,2E-04	3,4E-04	7,7
2v3	1,0E-05	1,5E-04	9,3E-04	2,7E-04	3,5E-04	6,2
3v3	2,0E-06	5,2E-05	5,3E-04	1,3E-04	2,4E-04	10,2
2v4	1,2E-05	1,6E-04	9,2E-04	2,7E-04	3,5E-04	5,8
3v4	4,7E-06	8,8E-05	6,5E-04	1,8E-04	2,6E-04	7,4
4v4	6,0E-07	2,7E-05	3,8E-04	8,9E-05	1,9E-04	14,1
2v6	1,0E-05	1,4E-04	8,3E-04	2,5E-04	3,1E-04	5,9
3v6	7,0E-06	1,1E-04	6,6E-04	1,9E-04	2,5E-04	6,2
4v6	3,2E-06	7,1E-05	5,3E-04	1,4E-04	2,1E-04	7,4
5v6	7,5E-07	3,5E-05	3,9E-04	9,5E-05	2,2E-04	11,1
6v6	6,1E-08	8,1E-06	2,2E-04	4,8E-05	1,3E-04	27,2
2v8	7,9E-06	1,2E-04	7,4E-04	2,1E-04	3,1E-04	6,2
3v8	6,7E-06	1,0E-04	6,2E-04	1,8E-04	2,4E-04	6,1
4v8	4,5E-06	7,9E-05	5,3E-04	1,5E-04	2,1E-04	6,8
5v8	2,4E-06	5,8E-05	4,5E-04	1,2E-04	1,8E-04	7,8
6v8	7,2E-07	3,5E-05	3,6E-04	8,9E-05	1,5E-04	10,3
7v8	8,9E-08	1,5E-05	2,6E-04	5,9E-05	1,3E-04	17,7
8v8	5,2E-09	2,8E-06	1,4E-04	3,0E-05	1,0E-04	52,1

## A 2.8 REGELVENTIL, ÖFFNET ODER SCHLIESST NICHT

### A 2.8.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Regelventil wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAE,
- Antrieb: Motor elektrisch.

### A 2.8.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 640 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.8.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00346	Heißgehende Systeme
00440	Heißgehende Systeme

### A 2.8.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.8.1 bis A 2.8.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.8.1: Regelventil, Ausfallart "öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	9,3E-07	1,8E-05	1,6E-04	4,1E-05	6,7E-05	8,6
2v3	1,5E-06	2,5E-05	1,7E-04	4,8E-05	6,8E-05	6,9
3v3	2,8E-07	8,7E-06	1,0E-04	2,5E-05	4,8E-05	11,6
2v4	1,5E-06	2,4E-05	1,6E-04	4,5E-05	6,1E-05	6,5
3v4	7,0E-07	1,5E-05	1,3E-04	3,4E-05	5,4E-05	8,3
4v4	8,5E-08	4,4E-06	7,1E-05	1,6E-05	3,6E-05	16,1
2v6	1,0E-06	1,8E-05	1,3E-04	3,6E-05	5,1E-05	7,1
3v6	9,2E-07	1,7E-05	1,2E-04	3,3E-05	4,8E-05	7,1
4v6	4,9E-07	1,2E-05	1,0E-04	2,7E-05	4,2E-05	8,4
5v6	9,6E-08	5,9E-06	7,9E-05	1,9E-05	3,6E-05	13,3
6v6	6,4E-09	1,3E-06	3,9E-05	8,6E-06	2,4E-05	30,4
2v8	4,8E-07	1,3E-05	1,0E-04	2,7E-05	4,2E-05	8,0
3v8	6,7E-07	1,4E-05	1,0E-04	2,8E-05	4,2E-05	7,5
4v8	5,8E-07	1,3E-05	9,9E-05	2,7E-05	3,9E-05	7,7
5v8	3,3E-07	1,0E-05	8,7E-05	2,3E-05	3,6E-05	8,6
6v8	8,5E-08	6,1E-06	7,1E-05	1,7E-05	3,2E-05	11,7
7v8	1,0E-08	2,3E-06	5,3E-05	1,1E-05	2,6E-05	22,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
8v8	4,8E-10	3,9E-07	2,4E-05	5,1E-06	1,8E-05	61,3

**Tabelle A 2.8.2: Regelventil, Ausfallart "öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,9E-06	3,7E-05	3,2E-04	8,2E-05	1,3E-04	8,6
2v3	2,9E-06	4,9E-05	3,4E-04	9,5E-05	1,4E-04	6,9
3v3	5,6E-07	1,7E-05	2,0E-04	5,0E-05	9,6E-05	11,6
2v4	3,0E-06	4,8E-05	3,1E-04	9,0E-05	1,2E-04	6,5
3v4	1,4E-06	3,1E-05	2,5E-04	6,7E-05	1,1E-04	8,3
4v4	1,7E-07	8,8E-06	1,4E-04	3,3E-05	7,2E-05	16,1
2v6	2,0E-06	3,6E-05	2,6E-04	7,1E-05	1,0E-04	7,1
3v6	1,8E-06	3,4E-05	2,4E-04	6,6E-05	9,5E-05	7,1
4v6	9,8E-07	2,5E-05	2,1E-04	5,4E-05	8,4E-05	8,4
5v6	1,9E-07	1,2E-05	1,6E-04	3,7E-05	7,2E-05	13,3
6v6	1,3E-08	2,6E-06	7,9E-05	1,7E-05	4,9E-05	30,4
2v8	9,6E-07	2,6E-05	2,0E-04	5,5E-05	8,4E-05	8,0
3v8	1,3E-06	2,8E-05	2,1E-04	5,6E-05	8,3E-05	7,5
4v8	1,2E-06	2,6E-05	2,0E-04	5,3E-05	7,9E-05	7,7
5v8	6,6E-07	2,0E-05	1,7E-04	4,6E-05	7,2E-05	8,6
6v8	1,7E-07	1,2E-05	1,4E-04	3,5E-05	6,4E-05	11,7
7v8	2,0E-08	4,7E-06	1,1E-04	2,3E-05	5,3E-05	22,7
8v8	9,6E-10	7,8E-07	4,8E-05	1,0E-05	3,7E-05	61,3

**Tabelle A 2.8.3: Regelventil, Ausfallart "öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	5,6E-06	1,1E-04	9,5E-04	2,5E-04	4,0E-04	8,6
2v3	8,8E-06	1,5E-04	1,0E-03	2,9E-04	4,1E-04	6,9
3v3	1,7E-06	5,2E-05	6,1E-04	1,5E-04	2,9E-04	11,6
2v4	9,1E-06	1,5E-04	9,4E-04	2,7E-04	3,7E-04	6,5
3v4	4,2E-06	9,2E-05	7,6E-04	2,0E-04	3,2E-04	8,3
4v4	5,1E-07	2,6E-05	4,3E-04	9,8E-05	2,2E-04	16,1
2v6	6,0E-06	1,1E-04	7,7E-04	2,1E-04	3,1E-04	7,1
3v6	5,5E-06	1,0E-04	7,1E-04	2,0E-04	2,8E-04	7,1

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
4v6	2,9E-06	7,4E-05	6,2E-04	1,6E-04	2,5E-04	8,4
5v6	5,8E-07	3,6E-05	4,8E-04	1,1E-04	2,1E-04	13,3
6v6	3,8E-08	7,8E-06	2,4E-04	5,1E-05	1,5E-04	30,4
2v8	2,9E-06	7,7E-05	6,2E-04	1,6E-04	2,5E-04	8,0
3v8	4,0E-06	8,3E-05	6,2E-04	1,7E-04	2,5E-04	7,5
4v8	3,5E-06	7,7E-05	5,9E-04	1,6E-04	2,4E-04	7,7
5v8	2,0E-06	6,1E-05	5,2E-04	1,4E-04	2,2E-04	8,6
6v8	5,1E-07	3,6E-05	4,3E-04	1,0E-04	1,9E-04	11,8
7v8	6,1E-08	1,4E-05	3,2E-04	6,8E-05	1,6E-04	22,7
8v8	2,9E-09	2,3E-06	1,4E-04	3,0E-05	1,1E-04	61,3

**Tabelle A 2.8.4: Regelventil, Ausfallart "öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,4E-05	4,7E-04	4,1E-03	1,1E-03	1,7E-03	8,7
2v3	3,8E-05	6,4E-04	4,4E-03	1,2E-03	1,8E-03	6,9
3v3	7,3E-06	2,3E-04	2,6E-03	6,4E-04	1,3E-03	11,6
2v4	4,0E-05	6,3E-04	4,1E-03	1,2E-03	1,6E-03	6,5
3v4	1,8E-05	4,0E-04	3,3E-03	8,8E-04	1,4E-03	8,3
4v4	2,2E-06	1,1E-04	1,8E-03	4,2E-04	9,4E-04	16,1
2v6	2,6E-05	4,7E-04	3,3E-03	9,2E-04	1,3E-03	7,1
3v6	2,4E-05	4,4E-04	3,1E-03	8,6E-04	1,2E-03	7,1
4v6	1,3E-05	3,2E-04	2,7E-03	7,1E-04	1,1E-03	8,4
5v6	2,5E-06	1,5E-04	2,1E-03	4,8E-04	9,3E-04	13,4
6v6	1,7E-07	3,4E-05	1,0E-03	2,2E-04	6,4E-04	30,5
2v8	1,3E-05	3,3E-04	2,7E-03	7,1E-04	1,1E-03	8,0
3v8	1,7E-05	3,6E-04	2,7E-03	7,3E-04	1,1E-03	7,5
4v8	1,5E-05	3,3E-04	2,6E-03	6,9E-04	1,0E-03	7,7
5v8	8,6E-06	2,6E-04	2,3E-03	6,0E-04	9,4E-04	8,6
6v8	2,2E-06	1,6E-04	1,9E-03	4,5E-04	8,3E-04	11,8
7v8	2,7E-07	6,1E-05	1,4E-03	3,0E-04	6,8E-04	22,8
8v8	1,2E-08	1,0E-05	6,2E-04	1,3E-04	4,8E-04	61,3

## A 2.9 REGELVENTIL, REGELT NICHT / ÖFFNET ODER SCHLIESST NICHT

### A 2.9.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Regelventil wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAE,
- Antrieb: Motor elektrisch.

### A 2.9.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 640 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.9.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00346	Heißgehende Systeme
00440	Heißgehende Systeme
01024	Keine
01738	Anforderung aus Reaktorschutz

### A 2.9.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.9.1 bis A 2.9.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.9.1: Regelventil, Ausfallart "regelt nicht / öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,7E-06	2,8E-05	2,0E-04	5,6E-05	8,3E-05	7,4
2v3	2,7E-06	3,8E-05	2,3E-04	6,6E-05	8,5E-05	6,0
3v3	6,1E-07	1,4E-05	1,3E-04	3,3E-05	5,9E-05	9,5
2v4	2,9E-06	3,8E-05	2,2E-04	6,5E-05	1,0E-04	5,7
3v4	1,4E-06	2,4E-05	1,6E-04	4,6E-05	6,4E-05	6,9
4v4	2,1E-07	7,0E-06	9,0E-05	2,1E-05	4,3E-05	12,7
2v6	2,2E-06	3,1E-05	1,8E-04	5,4E-05	6,8E-05	5,9
3v6	1,8E-06	2,7E-05	1,7E-04	4,8E-05	6,1E-05	6,2
4v6	9,7E-07	1,9E-05	1,3E-04	3,7E-05	5,3E-05	7,2
5v6	2,6E-07	9,3E-06	9,9E-05	2,4E-05	4,3E-05	10,7
6v6	2,6E-08	2,2E-06	5,0E-05	1,1E-05	2,8E-05	22,1
2v8	1,4E-06	2,4E-05	1,5E-04	4,4E-05	5,9E-05	6,5
3v8	1,6E-06	2,3E-05	1,4E-04	4,2E-05	6,1E-05	6,2
4v8	1,2E-06	2,0E-05	1,3E-04	3,7E-05	5,1E-05	6,5
5v8	7,3E-07	1,6E-05	1,1E-04	3,1E-05	4,5E-05	7,2

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
6v8	2,7E-07	9,4E-06	9,1E-05	2,3E-05	3,8E-05	9,7
7v8	4,1E-08	4,1E-06	6,6E-05	1,5E-05	3,1E-05	16,1
8v8	2,6E-09	7,6E-07	3,1E-05	6,5E-06	2,1E-05	40,5

**Tabelle A 2.9.2: Regelventil, Ausfallart "regelt nicht / öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	3,5E-06	5,5E-05	4,1E-04	1,1E-04	1,7E-04	7,4
2v3	5,3E-06	7,6E-05	4,5E-04	1,3E-04	1,7E-04	6,0
3v3	1,2E-06	2,7E-05	2,6E-04	6,7E-05	1,2E-04	9,5
2v4	5,8E-06	7,7E-05	4,4E-04	1,3E-04	1,9E-04	5,7
3v4	2,7E-06	4,7E-05	3,3E-04	9,2E-05	1,3E-04	6,9
4v4	4,1E-07	1,4E-05	1,8E-04	4,3E-05	8,7E-05	12,7
2v6	4,4E-06	6,2E-05	3,7E-04	1,1E-04	1,4E-04	5,9
3v6	3,5E-06	5,4E-05	3,3E-04	9,6E-05	1,2E-04	6,2
4v6	1,9E-06	3,8E-05	2,7E-04	7,4E-05	1,1E-04	7,2
5v6	5,2E-07	1,9E-05	2,0E-04	4,9E-05	8,5E-05	10,7
6v6	5,1E-08	4,5E-06	9,9E-05	2,2E-05	5,7E-05	22,1
2v8	2,9E-06	4,7E-05	3,1E-04	8,8E-05	1,2E-04	6,5
3v8	3,2E-06	4,7E-05	2,9E-04	8,4E-05	1,3E-04	6,2
4v8	2,5E-06	4,0E-05	2,6E-04	7,5E-05	1,0E-04	6,5
5v8	1,5E-06	3,1E-05	2,3E-04	6,2E-05	9,2E-05	7,2
6v8	5,3E-07	1,9E-05	1,8E-04	4,6E-05	7,6E-05	9,7
7v8	8,1E-08	8,1E-06	1,3E-04	2,9E-05	6,1E-05	16,1
8v8	5,2E-09	1,5E-06	6,2E-05	1,3E-05	4,1E-05	40,5

**Tabelle A 2.9.3: Regelventil, Ausfallart "regelt nicht / öffnet oder schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,0E-05	1,7E-04	1,2E-03	3,4E-04	5,0E-04	7,4
2v3	1,6E-05	2,3E-04	1,4E-03	4,0E-04	5,1E-04	6,0
3v3	3,7E-06	8,2E-05	7,8E-04	2,0E-04	3,5E-04	9,5
2v4	1,7E-05	2,3E-04	1,3E-03	3,9E-04	4,8E-04	5,7
3v4	8,2E-06	1,4E-04	9,9E-04	2,7E-04	3,9E-04	6,9
4v4	1,2E-06	4,2E-05	5,4E-04	1,3E-04	2,6E-04	12,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standardab- weichung	Streufaktor
2v6	1,3E-05	1,9E-04	1,1E-03	3,2E-04	4,1E-04	5,9
3v6	1,1E-05	1,6E-04	1,0E-03	2,9E-04	3,7E-04	6,2
4v6	5,8E-06	1,1E-04	8,1E-04	2,2E-04	3,2E-04	7,2
5v6	1,6E-06	5,6E-05	6,0E-04	1,5E-04	2,6E-04	10,7
6v6	1,5E-07	1,3E-05	3,0E-04	6,6E-05	1,7E-04	22,1
2v8	8,7E-06	1,4E-04	9,2E-04	2,6E-04	3,6E-04	6,5
3v8	9,6E-06	1,4E-04	8,7E-04	2,5E-04	4,1E-04	6,2
4v8	7,4E-06	1,2E-04	7,9E-04	2,2E-04	3,0E-04	6,6
5v8	4,4E-06	9,4E-05	6,8E-04	1,9E-04	2,7E-04	7,2
6v8	1,6E-06	5,7E-05	5,5E-04	1,4E-04	2,3E-04	9,7
7v8	2,4E-07	2,4E-05	3,9E-04	8,9E-05	1,8E-04	16,1
8v8	1,6E-08	4,6E-06	1,9E-04	3,9E-05	1,2E-04	40,5

**Tabelle A 2.9.4: Regelventil, Ausfallart "regelt nicht / öffnet oder schließt nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standardab- weichung	Streufaktor
2v2	4,5E-05	7,2E-04	5,3E-03	1,5E-03	2,2E-03	7,4
2v3	6,9E-05	9,9E-04	5,9E-03	1,7E-03	2,2E-03	6,0
3v3	1,6E-05	3,5E-04	3,4E-03	8,7E-04	1,5E-03	9,5
2v4	7,5E-05	1,0E-03	5,7E-03	1,7E-03	2,1E-03	5,7
3v4	3,5E-05	6,2E-04	4,3E-03	1,2E-03	1,7E-03	7,0
4v4	5,4E-06	1,8E-04	2,3E-03	5,6E-04	1,4E-03	12,7
2v6	5,8E-05	8,1E-04	4,8E-03	1,4E-03	1,8E-03	5,9
3v6	4,6E-05	7,0E-04	4,3E-03	1,2E-03	1,6E-03	6,2
4v6	2,5E-05	4,9E-04	3,5E-03	9,6E-04	1,4E-03	7,2
5v6	6,8E-06	2,4E-04	2,6E-03	6,4E-04	1,1E-03	10,7
6v6	6,7E-07	5,8E-05	1,3E-03	2,9E-04	7,4E-04	22,1
2v8	3,7E-05	6,1E-04	4,0E-03	1,1E-03	1,5E-03	6,5
3v8	4,1E-05	6,1E-04	3,8E-03	1,1E-03	1,6E-03	6,2
4v8	3,2E-05	5,2E-04	3,4E-03	9,7E-04	1,3E-03	6,6
5v8	1,9E-05	4,1E-04	3,0E-03	8,1E-04	1,2E-03	7,3
6v8	6,9E-06	2,5E-04	2,4E-03	6,0E-04	9,9E-04	9,7
7v8	1,1E-06	1,1E-04	1,7E-03	3,8E-04	8,0E-04	16,1
8v8	6,8E-08	2,0E-05	8,0E-04	1,7E-04	5,4E-04	40,5

## A 2.10 FRISCHDAMPF-ABBLASEREGELVENTIL, ÖFFNET NICHT

### A 2.10.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Frischdampf-Abblaseregelventil wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAE,
- Antrieb: Motor elektrisch,
- System: Frischdampfsystem (DWR).

### A 2.10.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 236 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.10.3 Ereignisse und Randbedingungen

Bei der Bewertung der Ereignisse wurde berücksichtigt, dass die beobachteten Ausfälle durch unterschiedliche Funktionsprüfungen entdeckt werden können und damit unterschiedliche Entdeckungszeiten anzusetzen sind. Für die Prüfungen der FD-Abblaseregelventile werden im Allgemeinen zwei Prüfungen durchgeführt:

- Monatlich versetzte Fahrprüfung der Abblaseregelventile bei geschlossenen Absperrventilen der Abblaseregelventile (336 h)
- Jährliche scharfe Prüfung der Abblaseregelventile mit geöffneten Absperrventilen der Abblaseregelventile vor dem Anfahren (8736 h)

Die berücksichtigten Ereignisse, die zugehörige Randbedingungen und die verwendeten Entdeckungszeiten sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung	336 h	8736 h
00407	Keine		x
00467	Keine		x

### A 2.10.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in der Tabelle A 2.10.1 aufgeführt.

**Tabelle A 2.10.1: Frischdampf-Abblaseregelventil, Ausfallart "öffnet nicht"**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu-factor
2v2	1,2E-06	1,1E-04	2,3E-03	5,2E-04	1,4E-03	21,0
2v3	3,4E-06	2,5E-04	4,2E-03	9,4E-04	2,1E-03	16,6
3v3	3,3E-08	1,8E-05	9,2E-04	2,0E-04	7,0E-04	51,1
2v4	6,1E-06	3,9E-04	5,2E-03	1,2E-03	2,4E-03	13,1
3v4	1,4E-07	5,8E-05	2,0E-03	4,2E-04	1,2E-03	34,3
4v4	1,0E-09	3,0E-06	3,8E-04	9,0E-05	4,5E-04	127,3

## A 2.11 SICHERHEITSVENTIL (EIGENMEDIUMBETÄTIGT), ÖFFNET NICHT

### A 2.11.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Sicherheitsventil wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAK,
- Antrieb: Eigenmedium,
- System: dampfführende Systeme (DWR und SWR) und Druckhalter (DWR),
- Sicherheitsfunktion: Öffnen.

### A 2.11.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 636 Komponentenjahre.

### A 2.11.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00212	Keine
00592	Keine

### A 2.11.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in der Tabelle A 2.11.1 aufgeführt.

**Tabelle A 2.11.1: Sicherheitsventil (eigenmediumbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	6,9E-07	5,9E-05	1,2E-03	2,7E-04	6,8E-04	20,3
2v4	3,7E-06	1,9E-04	2,2E-03	5,4E-04	9,7E-04	11,5
3v4	1,1E-07	3,6E-05	1,1E-03	2,2E-04	5,8E-04	29,6
4v4	1,2E-09	2,6E-06	2,9E-04	6,5E-05	3,0E-04	112,4

## A 2.12 SICHERHEITSVENTIL (EIGENMEDIUMBETÄTIGT), SCHLIESST NICHT

### A 2.12.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Sicherheitsventil wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAK,
- Antrieb: Eigenmedium,
- System: dampfführende Systeme (DWR und SWR) und Druckhalter (DWR),
- Sicherheitsfunktion: Schließen.

### A 2.12.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 636 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.12.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00338	Anlagenzustände nach Anfahrprüfung
01442	RDB nicht druckentlastet

### A 2.12.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in der Tabelle A 2.12.1 aufgeführt.

**Tabelle A 2.12.1: Sicherheitsventil (eigenmediumbetätigt), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	5,1E-09	5,4E-07	1,6E-05	3,6E-06	1,2E-05	29,9
2v4	2,8E-08	2,0E-06	3,9E-05	8,8E-06	2,2E-05	19,5
3v4	7,7E-10	2,9E-07	1,4E-05	3,0E-06	1,1E-05	48,0
4v4	6,9E-12	1,7E-08	2,4E-06	6,0E-07	3,3E-06	145,4

## A 2.13 VORSTEUERVENTIL (FEDERBELASTET), ÖFFNET NICHT

### A 2.13.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Vorsteuerventil (federbelastet) wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAK,
- Funktion: Vorsteuerventil für Hauptventil,
- Antrieb: federbelastet.

### A 2.13.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 484 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.13.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00043	Mit Chrombeschichtung
00054	Mit Chrombeschichtung

GVA-Nr.	Randbedingung
00058	Keine
00183	Keine
00528	Keine
00606	Keine
01466	Hauptventil arbeitet im Belastungsprinzip

#### A 2.13.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.13.1 bis A 2.13.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.13.1: Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	3,0E-06	4,1E-05	2,6E-04	7,4E-05	1,0E-04	6,3
2v3	5,3E-06	6,6E-05	3,6E-04	1,1E-04	1,3E-04	5,4
3v3	1,1E-06	1,8E-05	1,4E-04	3,8E-05	6,1E-05	8,0
2v4	6,6E-06	7,6E-05	3,9E-04	1,2E-04	1,4E-04	5,2
3v4	2,4E-06	3,5E-05	2,2E-04	6,5E-05	1,1E-04	6,4
4v4	4,0E-07	8,6E-06	8,6E-05	2,2E-05	4,2E-05	10,0
2v6	6,4E-06	7,7E-05	3,8E-04	1,2E-04	1,4E-04	5,0
3v6	4,0E-06	5,2E-05	2,8E-04	8,5E-05	1,0E-04	5,4
4v6	1,9E-06	2,9E-05	1,9E-04	5,3E-05	7,3E-05	6,5
5v6	5,1E-07	1,1E-05	1,1E-04	2,7E-05	4,7E-05	9,7
6v6	5,9E-08	2,3E-06	3,8E-05	9,2E-06	2,4E-05	16,7
2v8	5,7E-06	6,9E-05	3,5E-04	1,1E-04	1,3E-04	5,2
3v8	4,3E-06	5,4E-05	2,8E-04	8,8E-05	1,0E-04	5,3
4v8	3,0E-06	3,9E-05	2,3E-04	6,7E-05	1,1E-04	5,8
5v8	1,5E-06	2,4E-05	1,6E-04	4,5E-05	6,2E-05	6,9
6v8	5,2E-07	1,2E-05	1,1E-04	2,7E-05	4,4E-05	9,1
7v8	1,0E-07	4,0E-06	5,9E-05	1,4E-05	2,9E-05	14,7
8v8	9,1E-09	7,5E-07	2,2E-05	5,1E-06	1,7E-05	29,4

**Tabelle A 2.13.2: Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	6,0E-06	8,1E-05	5,1E-04	1,5E-04	2,0E-04	6,3
2v3	1,1E-05	1,3E-04	7,1E-04	2,2E-04	2,6E-04	5,4
3v3	2,2E-06	3,5E-05	2,8E-04	7,6E-05	1,2E-04	8,0

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v4	1,3E-05	1,5E-04	7,8E-04	2,4E-04	2,8E-04	5,2
3v4	4,8E-06	7,0E-05	4,5E-04	1,3E-04	2,0E-04	6,4
4v4	8,0E-07	1,7E-05	1,7E-04	4,4E-05	8,5E-05	10,0
2v6	1,3E-05	1,5E-04	7,7E-04	2,4E-04	2,7E-04	5,0
3v6	8,0E-06	1,0E-04	5,6E-04	1,7E-04	2,0E-04	5,4
4v6	3,8E-06	5,8E-05	3,7E-04	1,1E-04	1,5E-04	6,5
5v6	1,0E-06	2,2E-05	2,1E-04	5,4E-05	9,2E-05	9,7
6v6	1,2E-07	4,6E-06	7,6E-05	1,8E-05	4,7E-05	16,7
2v8	1,1E-05	1,4E-04	7,1E-04	2,2E-04	2,7E-04	5,2
3v8	8,5E-06	1,1E-04	5,7E-04	1,8E-04	2,0E-04	5,3
4v8	5,9E-06	7,8E-05	4,5E-04	1,3E-04	2,3E-04	5,8
5v8	2,9E-06	4,8E-05	3,3E-04	9,1E-05	1,3E-04	6,9
6v8	1,0E-06	2,3E-05	2,1E-04	5,4E-05	8,8E-05	9,1
7v8	2,0E-07	8,1E-06	1,2E-04	2,7E-05	5,9E-05	14,7
8v8	1,8E-08	1,5E-06	4,4E-05	1,0E-05	3,4E-05	29,4

**Tabelle A 2.13.3: Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,8E-05	2,4E-04	1,5E-03	4,4E-04	6,0E-04	6,3
2v3	3,2E-05	3,9E-04	2,1E-03	6,5E-04	7,8E-04	5,4
3v3	6,6E-06	1,1E-04	8,5E-04	2,3E-04	3,7E-04	8,0
2v4	4,0E-05	4,5E-04	2,3E-03	7,3E-04	8,4E-04	5,2
3v4	1,5E-05	2,1E-04	1,3E-03	3,9E-04	5,3E-04	6,4
4v4	2,4E-06	5,2E-05	5,2E-04	1,3E-04	2,5E-04	10,0
2v6	3,8E-05	4,6E-04	2,3E-03	7,2E-04	8,1E-04	5,0
3v6	2,4E-05	3,1E-04	1,7E-03	5,1E-04	6,1E-04	5,4
4v6	1,1E-05	1,7E-04	1,1E-03	3,2E-04	4,4E-04	6,5
5v6	3,1E-06	6,6E-05	6,4E-04	1,6E-04	2,8E-04	9,7
6v6	3,5E-07	1,4E-05	2,3E-04	5,5E-05	1,4E-04	16,7
2v8	3,4E-05	4,1E-04	2,1E-03	6,6E-04	7,7E-04	5,2
3v8	2,6E-05	3,2E-04	1,7E-03	5,3E-04	6,1E-04	5,3
4v8	1,8E-05	2,3E-04	1,4E-03	4,0E-04	5,8E-04	5,8
5v8	8,7E-06	1,4E-04	9,9E-04	2,7E-04	3,7E-04	6,9
6v8	3,1E-06	7,0E-05	6,4E-04	1,6E-04	2,7E-04	9,1
7v8	6,0E-07	2,4E-05	3,6E-04	8,2E-05	1,8E-04	14,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
8v8	5,5E-08	4,5E-06	1,3E-04	3,0E-05	1,0E-04	29,4

**Tabelle A 2.13.4: Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	7,8E-05	1,1E-03	6,6E-03	1,9E-03	2,6E-03	6,3
2v3	1,4E-04	1,7E-03	9,3E-03	2,8E-03	3,4E-03	5,4
3v3	2,9E-05	4,6E-04	3,7E-03	9,9E-04	1,6E-03	8,0
2v4	1,7E-04	2,0E-03	1,0E-02	3,2E-03	3,6E-03	5,2
3v4	6,3E-05	9,1E-04	5,8E-03	1,7E-03	2,3E-03	6,4
4v4	1,0E-05	2,2E-04	2,2E-03	5,7E-04	1,1E-03	10,0
2v6	1,6E-04	2,0E-03	1,0E-02	3,1E-03	3,5E-03	5,0
3v6	1,0E-04	1,3E-03	7,3E-03	2,2E-03	2,7E-03	5,4
4v6	4,9E-05	7,5E-04	4,9E-03	1,4E-03	1,9E-03	6,5
5v6	1,3E-05	2,9E-04	2,8E-03	7,1E-04	1,2E-03	9,7
6v6	1,5E-06	5,9E-05	9,9E-04	2,4E-04	6,1E-04	16,7
2v8	1,5E-04	1,8E-03	9,2E-03	2,9E-03	3,3E-03	5,2
3v8	1,1E-04	1,4E-03	7,4E-03	2,3E-03	2,7E-03	5,3
4v8	7,7E-05	1,0E-03	5,9E-03	1,7E-03	2,2E-03	5,8
5v8	3,8E-05	6,2E-04	4,3E-03	1,2E-03	1,6E-03	6,9
6v8	1,3E-05	3,0E-04	2,8E-03	7,1E-04	1,2E-03	9,1
7v8	2,6E-06	1,1E-04	1,5E-03	3,6E-04	7,7E-04	14,7
8v8	2,4E-07	2,0E-05	5,8E-04	1,3E-04	4,5E-04	29,4

## A 2.14 VORSTEUERVENTIL (FEDERBELASTET), SCHLIESST NICHT

### A 2.14.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Vorsteuerventil (federbelastet) wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAK,
- Funktion: Vorsteuerventil für Hauptventil,
- Antrieb: federbelastet.

### A 2.14.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 484 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.14.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00042	Mit Chrombeschichtung
00183	Keine
00420	Keine
00528	Keine

### A 2.14.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.14.1 bis A 2.14.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.14.1: Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	6,5E-07	1,2E-05	1,0E-04	2,7E-05	4,5E-05	8,6
2v3	1,3E-06	2,1E-05	1,6E-04	4,3E-05	6,3E-05	7,3
3v3	1,6E-07	4,4E-06	5,3E-05	1,3E-05	2,7E-05	12,0
2v4	1,7E-06	2,7E-05	1,8E-04	5,1E-05	6,9E-05	6,7
3v4	4,3E-07	9,3E-06	9,0E-05	2,3E-05	4,0E-05	9,6
4v4	4,2E-08	1,8E-06	3,1E-05	7,2E-06	1,9E-05	17,1
2v6	2,3E-06	3,2E-05	1,9E-04	5,7E-05	7,4E-05	6,1
3v6	9,3E-07	1,7E-05	1,3E-04	3,5E-05	5,2E-05	7,4
4v6	2,6E-07	7,1E-06	7,6E-05	1,9E-05	3,4E-05	10,6
5v6	4,1E-08	2,2E-06	3,7E-05	8,6E-06	2,0E-05	16,7
6v6	2,5E-09	3,8E-07	1,3E-05	3,1E-06	1,2E-05	35,1
2v8	2,1E-06	3,0E-05	1,9E-04	5,5E-05	7,2E-05	6,2
3v8	1,2E-06	2,1E-05	1,4E-04	4,0E-05	5,5E-05	6,8
4v8	5,1E-07	1,2E-05	9,9E-05	2,6E-05	4,1E-05	8,4
5v8	1,6E-07	5,6E-06	6,4E-05	1,6E-05	2,9E-05	11,3
6v8	3,2E-08	2,2E-06	3,9E-05	8,8E-06	2,1E-05	18,2
7v8	3,3E-09	6,3E-07	1,9E-05	4,2E-06	1,3E-05	30,4
8v8	1,3E-10	9,0E-08	7,0E-06	1,7E-06	8,4E-06	77,5

**Tabelle A 2.14.2: Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,3E-06	2,4E-05	2,0E-04	5,4E-05	9,1E-05	8,6
2v3	2,6E-06	4,3E-05	3,1E-04	8,6E-05	1,3E-04	7,3

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standard-ab- weichung	Streufaktor
3v3	3,3E-07	8,8E-06	1,1E-04	2,6E-05	5,5E-05	12,0
2v4	3,5E-06	5,4E-05	3,6E-04	1,0E-04	1,4E-04	6,7
3v4	8,6E-07	1,9E-05	1,8E-04	4,6E-05	8,1E-05	9,6
4v4	8,3E-08	3,6E-06	6,1E-05	1,4E-05	3,9E-05	17,1
2v6	4,6E-06	6,4E-05	3,9E-04	1,1E-04	1,5E-04	6,1
3v6	1,9E-06	3,5E-05	2,6E-04	7,0E-05	1,0E-04	7,4
4v6	5,2E-07	1,4E-05	1,5E-04	3,7E-05	6,8E-05	10,6
5v6	8,3E-08	4,5E-06	7,5E-05	1,7E-05	3,9E-05	16,7
6v6	4,9E-09	7,5E-07	2,6E-05	6,1E-06	2,3E-05	35,1
2v8	4,1E-06	6,1E-05	3,8E-04	1,1E-04	1,4E-04	6,2
3v8	2,5E-06	4,1E-05	2,8E-04	8,0E-05	1,1E-04	6,8
4v8	1,0E-06	2,4E-05	2,0E-04	5,2E-05	8,3E-05	8,4
5v8	3,3E-07	1,1E-05	1,3E-04	3,1E-05	5,8E-05	11,3
6v8	6,4E-08	4,3E-06	7,8E-05	1,8E-05	4,1E-05	18,2
7v8	6,5E-09	1,3E-06	3,8E-05	8,5E-06	2,6E-05	30,4
8v8	2,6E-10	1,8E-07	1,4E-05	3,4E-06	1,7E-05	77,5

**Tabelle A 2.14.3: Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standard-ab- weichung	Streufaktor
2v2	3,9E-06	7,1E-05	6,1E-04	1,6E-04	2,7E-04	8,6
2v3	7,8E-06	1,3E-04	9,4E-04	2,6E-04	3,8E-04	7,3
3v3	9,9E-07	2,6E-05	3,2E-04	7,8E-05	1,6E-04	12,0
2v4	1,0E-05	1,6E-04	1,1E-03	3,0E-04	4,1E-04	6,7
3v4	2,6E-06	5,6E-05	5,4E-04	1,4E-04	2,4E-04	9,6
4v4	2,5E-07	1,1E-05	1,8E-04	4,3E-05	1,2E-04	17,1
2v6	1,4E-05	1,9E-04	1,2E-03	3,4E-04	4,4E-04	6,1
3v6	5,6E-06	1,0E-04	7,7E-04	2,1E-04	3,1E-04	7,4
4v6	1,5E-06	4,3E-05	4,5E-04	1,1E-04	2,1E-04	10,6
5v6	2,5E-07	1,3E-05	2,2E-04	5,1E-05	1,2E-04	16,7
6v6	1,5E-08	2,3E-06	7,9E-05	1,8E-05	6,9E-05	35,1
2v8	1,2E-05	1,8E-04	1,1E-03	3,3E-04	4,4E-04	6,2
3v8	7,4E-06	1,2E-04	8,5E-04	2,4E-04	3,3E-04	6,8
4v8	3,1E-06	7,1E-05	6,0E-04	1,6E-04	2,5E-04	8,4
5v8	9,9E-07	3,4E-05	3,8E-04	9,4E-05	1,7E-04	11,3
6v8	1,9E-07	1,3E-05	2,4E-04	5,3E-05	1,2E-04	18,2

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
7v8	2,0E-08	3,8E-06	1,2E-04	2,5E-05	7,9E-05	30,4
8v8	7,9E-10	5,4E-07	4,2E-05	1,0E-05	5,0E-05	77,5

**Tabelle A 2.14.4: Vorsteuerventil (federbelastet), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,7E-05	3,1E-04	2,7E-03	7,0E-04	1,2E-03	8,6
2v3	3,4E-05	5,6E-04	4,1E-03	1,1E-03	1,7E-03	7,3
3v3	4,3E-06	1,1E-04	1,4E-03	3,4E-04	7,1E-04	12,0
2v4	4,5E-05	7,0E-04	4,7E-03	1,3E-03	1,8E-03	6,7
3v4	1,1E-05	2,4E-04	2,3E-03	5,9E-04	1,1E-03	9,6
4v4	1,1E-06	4,7E-05	8,0E-04	1,9E-04	5,1E-04	17,1
2v6	6,0E-05	8,3E-04	5,0E-03	1,5E-03	1,9E-03	6,1
3v6	2,4E-05	4,5E-04	3,4E-03	9,1E-04	1,3E-03	7,4
4v6	6,7E-06	1,8E-04	2,0E-03	4,9E-04	8,9E-04	10,6
5v6	1,1E-06	5,8E-05	9,7E-04	2,2E-04	5,1E-04	16,7
6v6	6,4E-08	9,8E-06	3,4E-04	8,0E-05	3,0E-04	35,1
2v8	5,3E-05	7,9E-04	5,0E-03	1,4E-03	1,9E-03	6,3
3v8	3,2E-05	5,4E-04	3,7E-03	1,0E-03	1,4E-03	6,8
4v8	1,3E-05	3,1E-04	2,6E-03	6,8E-04	1,1E-03	8,4
5v8	4,3E-06	1,5E-04	1,7E-03	4,1E-04	7,5E-04	11,3
6v8	8,3E-07	5,6E-05	1,0E-03	2,3E-04	5,4E-04	18,2
7v8	8,5E-08	1,6E-05	5,0E-04	1,1E-04	3,4E-04	30,4
8v8	3,4E-09	2,3E-06	1,8E-04	4,4E-05	2,2E-04	77,5

## A 2.15 VORSTEUERVENTIL (MAGNETBETÄTIGT), ÖFFNET NICHT

### A 2.15.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Vorsteuerventil (magnetbetätigt) wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAB,
- Funktion: Vorsteuerventil für Hauptventil,
- Antrieb: Magnetbetätigung.

### A 2.15.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1969 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 531 Komponentenjahre.

### A 2.15.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00009	Jährlich geprüft
	Monatlich geprüft
	Monatlich geprüft, hoher Redundanzgrad
00017	Keine
00018	Keine
00020	Keine
00044	Keine
00045	Keine
00050	Ruhestrom
00052	Anlagenzustände nach Anfahrprüfung
00053	Keine
00176	Häufigere Prüfung (z.B. monatlich) mit Überwachung des Losbrechmoments des Hubmagneten
	Jährlich geprüft
00179	Ruhestrom
00181	Magnetansteuerung von Vorsteuerventilen in Störfallatmosphäre bei KMV
00233	Hauptventil arbeitet im Belastungsprinzip
00591	Keine
00593	Keine
00594	Jährlich geprüft
	Jährlich geprüft, sehr hoher Redundanzgrad
	Monatlich geprüft
	Monatlich geprüft, sehr hoher Redundanzgrad
00610	Häufigere Prüfung (z.B. monatlich) mit Überwachung des Losbrechmoments des Hubmagneten
	Jährlich geprüft
00637	Keine
00638	Keine
00639	Keine
00851	Keine
00871	Häufigere Prüfung (z.B. monatlich) mit Überwachung des Losbrechmoments des Hubmagneten
	Jährlich geprüft
01021	Magnetventil wird in Ruhestromschaltung betrieben
01058	Keine
01138	Keine
01466	Hauptventil arbeitet im Belastungsprinzip

### A 2.15.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.15.1 bis A 2.15.6 aufgeführt.

**Tabelle A 2.15.1: Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	4,5E-06	5,4E-05	2,9E-04	8,8E-05	1,1E-04	5,3
2v3	9,0E-06	1,0E-04	4,8E-04	1,6E-04	1,7E-04	4,6
3v3	1,3E-06	1,8E-05	1,3E-04	3,6E-05	5,8E-05	7,1
2v4	1,2E-05	1,4E-04	6,3E-04	2,1E-04	2,2E-04	4,5
3v4	3,1E-06	4,0E-05	2,3E-04	6,8E-05	8,5E-05	5,7
4v4	4,6E-07	7,2E-06	7,4E-05	1,9E-05	4,0E-05	10,2
2v6	1,7E-05	1,9E-04	8,4E-04	2,8E-04	2,9E-04	4,4
3v6	7,2E-06	8,2E-05	3,9E-04	1,3E-04	1,4E-04	4,8
4v6	2,3E-06	3,0E-05	1,8E-04	5,2E-05	6,7E-05	5,9
5v6	5,3E-07	9,0E-06	8,6E-05	2,2E-05	3,9E-05	9,5
6v6	6,8E-08	1,7E-06	3,5E-05	8,0E-06	2,4E-05	20,4
2v8	2,0E-05	2,2E-04	9,8E-04	3,2E-04	3,3E-04	4,4
3v8	9,4E-06	1,1E-04	5,1E-04	1,7E-04	1,8E-04	4,6
4v8	4,5E-06	5,4E-05	2,7E-04	8,5E-05	9,7E-05	5,1
5v8	1,7E-06	2,3E-05	1,5E-04	4,3E-05	6,3E-05	6,3
6v8	4,9E-07	9,1E-06	8,4E-05	2,2E-05	3,6E-05	9,2
7v8	1,0E-07	2,7E-06	4,9E-05	1,1E-05	2,7E-05	18,1
8v8	1,2E-08	5,8E-07	2,0E-05	4,7E-06	1,9E-05	33,8
2v12	2,2E-05	2,5E-04	1,1E-03	3,6E-04	3,6E-04	4,3
3v12	1,3E-05	1,5E-04	6,6E-04	2,2E-04	2,2E-04	4,5
4v12	7,6E-06	8,9E-05	4,1E-04	1,3E-04	1,4E-04	4,6
5v12	4,1E-06	5,1E-05	2,6E-04	8,1E-05	1,0E-04	5,0
6v12	2,1E-06	2,8E-05	1,6E-04	4,8E-05	6,2E-05	5,8
7v12	9,0E-07	1,4E-05	1,0E-04	2,9E-05	4,1E-05	7,3
8v12	3,1E-07	7,0E-06	7,0E-05	1,8E-05	3,1E-05	10,0
9v12	8,9E-08	3,0E-06	4,9E-05	1,1E-05	3,9E-05	16,6
10v12	2,3E-08	1,0E-06	3,4E-05	7,0E-06	1,9E-05	32,8
11v12	3,9E-09	3,4E-07	1,9E-05	4,0E-06	1,5E-05	55,0
12v12	2,5E-10	8,2E-08	6,4E-06	1,9E-06	1,1E-05	77,5

**Tabelle A 2.15.2: Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	9,0E-06	1,1E-04	5,7E-04	1,8E-04	2,2E-04	5,3
2v3	1,8E-05	2,1E-04	9,5E-04	3,1E-04	3,3E-04	4,6
3v3	2,6E-06	3,6E-05	2,6E-04	7,2E-05	1,2E-04	7,1
2v4	2,4E-05	2,8E-04	1,3E-03	4,2E-04	4,3E-04	4,5
3v4	6,3E-06	8,0E-05	4,6E-04	1,4E-04	1,7E-04	5,7
4v4	9,1E-07	1,4E-05	1,5E-04	3,8E-05	7,9E-05	10,2
2v6	3,4E-05	3,8E-04	1,7E-03	5,6E-04	5,8E-04	4,4
3v6	1,4E-05	1,6E-04	7,8E-04	2,5E-04	2,8E-04	4,8
4v6	4,6E-06	6,0E-05	3,6E-04	1,0E-04	1,3E-04	5,9
5v6	1,1E-06	1,8E-05	1,7E-04	4,4E-05	7,8E-05	9,5
6v6	1,4E-07	3,4E-06	6,9E-05	1,6E-05	4,7E-05	20,4
2v8	3,9E-05	4,5E-04	2,0E-03	6,5E-04	6,6E-04	4,4
3v8	1,9E-05	2,2E-04	1,0E-03	3,3E-04	3,6E-04	4,6
4v8	9,0E-06	1,1E-04	5,4E-04	1,7E-04	1,9E-04	5,1
5v8	3,3E-06	4,7E-05	2,9E-04	8,5E-05	1,1E-04	6,3
6v8	9,8E-07	1,8E-05	1,7E-04	4,3E-05	7,3E-05	9,2
7v8	2,0E-07	5,4E-06	9,9E-05	2,2E-05	5,4E-05	18,1
8v8	2,4E-08	1,2E-06	3,9E-05	9,4E-06	3,9E-05	33,8
2v12	4,4E-05	4,9E-04	2,1E-03	7,1E-04	7,1E-04	4,3
3v12	2,5E-05	3,0E-04	1,3E-03	4,4E-04	4,5E-04	4,5
4v12	1,5E-05	1,8E-04	8,3E-04	2,7E-04	2,9E-04	4,6
5v12	8,3E-06	1,0E-04	5,1E-04	1,6E-04	2,0E-04	5,0
6v12	4,1E-06	5,5E-05	3,2E-04	9,6E-05	1,5E-04	5,8
7v12	1,8E-06	2,9E-05	2,1E-04	5,7E-05	8,3E-05	7,3
8v12	6,3E-07	1,4E-05	1,4E-04	3,5E-05	6,2E-05	10,0
9v12	1,8E-07	5,9E-06	9,8E-05	2,2E-05	4,7E-05	16,6
10v12	4,6E-08	2,1E-06	6,7E-05	1,4E-05	3,8E-05	32,8
11v12	7,8E-09	6,8E-07	3,8E-05	8,0E-06	3,1E-05	55,0
12v12	5,1E-10	1,6E-07	1,3E-05	3,8E-06	2,2E-05	77,5

**Tabelle A 2.15.3: Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,7E-05	3,2E-04	1,7E-03	5,3E-04	6,5E-04	5,3
2v3	5,4E-05	6,2E-04	2,9E-03	9,3E-04	1,0E-03	4,6
3v3	7,9E-06	1,1E-04	7,7E-04	2,2E-04	3,5E-04	7,1
2v4	7,2E-05	8,4E-04	3,8E-03	1,2E-03	1,3E-03	4,5
3v4	1,9E-05	2,4E-04	1,4E-03	4,1E-04	5,1E-04	5,7
4v4	2,7E-06	4,3E-05	4,4E-04	1,1E-04	2,4E-04	10,2
2v6	1,0E-04	1,2E-03	5,1E-03	1,7E-03	1,7E-03	4,4
3v6	4,3E-05	4,9E-04	2,3E-03	7,5E-04	8,3E-04	4,8
4v6	1,4E-05	1,8E-04	1,1E-03	3,1E-04	4,0E-04	5,9
5v6	3,2E-06	5,4E-05	5,2E-04	1,3E-04	2,3E-04	9,5
6v6	4,1E-07	1,0E-05	2,1E-04	4,8E-05	1,4E-04	20,4
2v8	1,2E-04	1,3E-03	5,9E-03	2,0E-03	2,0E-03	4,4
3v8	5,7E-05	6,6E-04	3,1E-03	1,0E-03	1,1E-03	4,7
4v8	2,7E-05	3,2E-04	1,6E-03	5,1E-04	5,8E-04	5,1
5v8	1,0E-05	1,4E-04	8,8E-04	2,5E-04	3,5E-04	6,3
6v8	2,9E-06	5,5E-05	5,0E-04	1,3E-04	2,2E-04	9,2
7v8	6,1E-07	1,6E-05	3,0E-04	6,7E-05	1,6E-04	18,1
8v8	7,2E-08	3,5E-06	1,2E-04	2,8E-05	1,2E-04	33,8
2v12	1,3E-04	1,5E-03	6,3E-03	2,1E-03	2,1E-03	4,3
3v12	7,6E-05	8,9E-04	4,0E-03	1,3E-03	1,4E-03	4,5
4v12	4,6E-05	5,3E-04	2,5E-03	8,0E-04	8,6E-04	4,6
5v12	2,5E-05	3,1E-04	1,5E-03	4,9E-04	6,0E-04	5,0
6v12	1,2E-05	1,7E-04	9,7E-04	2,9E-04	4,2E-04	5,8
7v12	5,4E-06	8,6E-05	6,3E-04	1,7E-04	2,5E-04	7,3
8v12	1,9E-06	4,2E-05	4,2E-04	1,1E-04	1,9E-04	10,0
9v12	5,4E-07	1,8E-05	2,9E-04	6,6E-05	1,4E-04	16,6
10v12	1,4E-07	6,2E-06	2,0E-04	4,2E-05	1,1E-04	32,8
11v12	2,3E-08	2,0E-06	1,1E-04	2,4E-05	9,2E-05	55,0
12v12	1,5E-09	4,9E-07	3,8E-05	1,1E-05	6,7E-05	77,5

**Tabelle A 2.15.4: Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,3E-04	2,7E-03	1,4E-02	4,4E-03	5,3E-03	5,3
2v3	2,9E-04	3,4E-03	1,5E-02	5,0E-03	5,3E-03	4,5
3v3	1,1E-04	1,5E-03	9,5E-03	2,7E-03	3,8E-03	6,4
2v4	3,3E-04	4,0E-03	1,8E-02	5,8E-03	6,1E-03	4,5
3v4	1,4E-04	1,7E-03	9,0E-03	2,8E-03	3,2E-03	5,2
4v4	6,1E-05	9,7E-04	7,5E-03	2,0E-03	3,2E-03	7,8
2v6	4,4E-04	5,0E-03	2,2E-02	7,4E-03	7,6E-03	4,4
3v6	2,0E-04	2,3E-03	1,1E-02	3,5E-03	3,9E-03	4,7
4v6	9,4E-05	1,2E-03	6,5E-03	2,0E-03	2,4E-03	5,4
5v6	5,9E-05	8,4E-04	5,3E-03	1,5E-03	2,1E-03	6,3
6v6	2,2E-05	5,2E-04	5,5E-03	1,4E-03	2,5E-03	10,7
2v8	5,0E-04	5,8E-03	2,6E-02	8,4E-03	8,6E-03	4,4
3v8	2,5E-04	2,9E-03	1,4E-02	4,4E-03	4,7E-03	4,7
4v8	1,3E-04	1,5E-03	7,7E-03	2,4E-03	2,7E-03	5,0
5v8	6,5E-05	8,7E-04	5,0E-03	1,5E-03	1,9E-03	5,7
6v8	4,4E-05	6,6E-04	4,2E-03	1,2E-03	1,6E-03	6,4
7v8	2,9E-05	5,5E-04	4,3E-03	1,2E-03	1,7E-03	7,8
8v8	8,6E-06	3,3E-04	4,6E-03	1,1E-03	2,2E-03	14,0
2v12	5,6E-04	6,5E-03	2,8E-02	9,3E-03	9,4E-03	4,3
3v12	3,3E-04	4,0E-03	1,8E-02	5,9E-03	6,0E-03	4,5
4v12	2,1E-04	2,5E-03	1,1E-02	3,7E-03	3,9E-03	4,6
5v12	1,2E-04	1,5E-03	7,4E-03	2,4E-03	2,7E-03	4,9
6v12	6,9E-05	9,0E-04	5,0E-03	1,5E-03	1,9E-03	5,6
7v12	4,0E-05	5,8E-04	3,7E-03	1,1E-03	1,4E-03	6,3
8v12	2,6E-05	4,3E-04	3,0E-03	8,5E-04	1,2E-03	7,0
9v12	1,8E-05	3,5E-04	2,7E-03	7,4E-04	1,1E-03	7,8
10v12	1,1E-05	2,9E-04	2,6E-03	6,7E-04	1,1E-03	9,0
11v12	4,5E-06	1,9E-04	2,3E-03	5,6E-04	1,0E-03	12,2
12v12	7,6E-07	6,6E-05	2,0E-03	4,2E-04	1,2E-03	29,7

**Tabelle A 2.15.5: Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Abschätzung für sehr hohe Redundanzen, Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v16	2,3E-05	2,5E-04	1,1E-03	3,6E-04	3,7E-04	4,3
3v16	1,5E-05	1,7E-04	7,6E-04	2,5E-04	2,6E-04	4,4
4v16	1,0E-05	1,2E-04	5,3E-04	1,7E-04	2,2E-04	4,5
5v16	6,4E-06	7,7E-05	3,6E-04	1,2E-04	1,3E-04	4,7
6v16	3,7E-06	4,6E-05	2,4E-04	7,4E-05	8,5E-05	5,1
7v16	2,0E-06	2,6E-05	1,5E-04	4,5E-05	5,6E-05	5,8
8v16	8,6E-07	1,4E-05	9,5E-05	2,6E-05	3,7E-05	7,0
9v16	3,3E-07	6,3E-06	5,9E-05	1,5E-05	2,5E-05	9,4
10v16	1,0E-07	2,5E-06	3,6E-05	8,4E-06	1,8E-05	14,4
11v16	3,2E-08	8,9E-07	2,1E-05	4,6E-06	1,3E-05	23,8
12v16	8,9E-09	3,3E-07	1,1E-05	2,4E-06	9,4E-06	32,5
13v16	2,2E-09	1,4E-07	4,4E-06	1,1E-06	5,1E-06	31,4
14v16	3,5E-10	6,5E-08	1,6E-06	5,3E-07	3,4E-06	25,0
15v16	2,9E-11	2,6E-08	9,6E-07	2,6E-07	1,7E-06	36,3
16v16	8,8E-13	4,5E-09	7,3E-07	1,5E-07	6,2E-07	162,4
2v24	2,1E-05	2,3E-04	1,0E-03	3,4E-04	3,4E-04	4,3
3v24	1,6E-05	1,8E-04	7,8E-04	2,6E-04	2,6E-04	4,4
4v24	1,2E-05	1,4E-04	6,1E-04	2,0E-04	2,1E-04	4,5
5v24	8,9E-06	1,0E-04	4,7E-04	1,6E-04	1,6E-04	4,5
6v24	6,8E-06	7,8E-05	3,6E-04	1,2E-04	1,3E-04	4,7
7v24	5,0E-06	5,8E-05	2,8E-04	8,9E-05	9,7E-05	4,8
8v24	3,3E-06	4,0E-05	2,1E-04	6,5E-05	7,5E-05	5,1
9v24	2,2E-06	2,8E-05	1,5E-04	4,6E-05	5,5E-05	5,5
10v24	1,2E-06	1,8E-05	1,1E-04	3,2E-05	4,2E-05	6,3
11v24	6,4E-07	1,1E-05	7,9E-05	2,2E-05	3,1E-05	7,3
12v24	2,8E-07	6,1E-06	5,8E-05	1,5E-05	2,4E-05	9,4
13v24	1,1E-07	3,3E-06	4,1E-05	9,8E-06	1,9E-05	12,7
14v24	4,2E-08	1,6E-06	3,0E-05	6,6E-06	1,5E-05	18,6
15v24	1,5E-08	6,9E-07	2,0E-05	4,2E-06	1,1E-05	29,0
16v24	5,8E-09	3,2E-07	1,4E-05	2,9E-06	9,7E-06	44,1
17v24	2,0E-09	1,6E-07	8,7E-06	1,9E-06	7,8E-06	53,7
18v24	5,6E-10	8,9E-08	4,6E-06	1,1E-06	5,5E-06	51,6
19v24	1,3E-10	5,2E-08	2,1E-06	6,7E-07	4,0E-06	40,3
20v24	2,5E-11	3,1E-08	1,1E-06	3,9E-07	2,7E-06	35,9
21v24	2,4E-12	1,8E-08	7,5E-07	2,4E-07	2,0E-06	41,7
22v24	1,9E-13	8,7E-09	5,7E-07	1,5E-07	1,2E-06	65,1

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
23v24	9,7E-15	2,3E-09	5,2E-07	1,1E-07	4,8E-07	229,9
24v24	2,3E-16	2,7E-10	4,4E-07	8,7E-08	3,8E-07	1651,9

**Tabelle A 2.15.6: Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "öffnet nicht", Abschätzung für sehr hohe Redundanzen, Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (monatlich nichtversetzt)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v16	4,6E-05	5,1E-04	2,2E-03	7,3E-04	7,3E-04	4,3
3v16	3,1E-05	3,5E-04	1,5E-03	5,1E-04	5,2E-04	4,4
4v16	2,0E-05	2,4E-04	1,1E-03	3,5E-04	3,6E-04	4,5
5v16	1,3E-05	1,5E-04	7,2E-04	2,3E-04	2,5E-04	4,7
6v16	7,4E-06	9,3E-05	4,7E-04	1,5E-04	1,7E-04	5,1
7v16	4,0E-06	5,2E-05	3,0E-04	8,9E-05	1,1E-04	5,8
8v16	1,7E-06	2,7E-05	1,9E-04	5,3E-05	7,3E-05	7,0
9v16	6,6E-07	1,3E-05	1,2E-04	3,0E-05	5,1E-05	9,4
10v16	2,0E-07	5,0E-06	7,2E-05	1,7E-05	3,6E-05	14,4
11v16	6,3E-08	1,8E-06	4,2E-05	9,2E-06	2,7E-05	23,8
12v16	1,8E-08	6,6E-07	2,1E-05	4,8E-06	1,8E-05	32,5
13v16	4,5E-09	2,8E-07	8,8E-06	2,3E-06	1,0E-05	31,4
14v16	6,9E-10	1,3E-07	3,3E-06	1,1E-06	6,7E-06	25,0
15v16	5,8E-11	5,3E-08	1,9E-06	5,3E-07	3,3E-06	36,3
16v16	1,8E-12	9,0E-09	1,5E-06	3,0E-07	1,2E-06	162,4
2v24	4,2E-05	4,7E-04	2,0E-03	6,8E-04	8,9E-04	4,3
3v24	3,2E-05	3,6E-04	1,6E-03	5,2E-04	5,3E-04	4,4
4v24	2,4E-05	2,7E-04	1,2E-03	4,0E-04	4,1E-04	4,5
5v24	1,8E-05	2,1E-04	9,5E-04	3,1E-04	3,2E-04	4,5
6v24	1,4E-05	1,6E-04	7,3E-04	2,4E-04	2,5E-04	4,7
7v24	1,0E-05	1,2E-04	5,6E-04	1,8E-04	1,9E-04	4,8
8v24	6,6E-06	8,1E-05	4,2E-04	1,3E-04	1,5E-04	5,1
9v24	4,3E-06	5,5E-05	3,0E-04	9,2E-05	1,1E-04	5,5
10v24	2,4E-06	3,5E-05	2,2E-04	6,4E-05	8,5E-05	6,3
11v24	1,3E-06	2,2E-05	1,6E-04	4,3E-05	6,5E-05	7,3
12v24	5,7E-07	1,2E-05	1,2E-04	2,9E-05	4,8E-05	9,4
13v24	2,3E-07	6,5E-06	8,3E-05	2,0E-05	3,7E-05	12,7
14v24	8,4E-08	3,2E-06	5,9E-05	1,3E-05	3,0E-05	18,6
15v24	3,1E-08	1,4E-06	4,0E-05	8,5E-06	2,2E-05	29,0
16v24	1,2E-08	6,3E-07	2,8E-05	5,8E-06	1,9E-05	44,1

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
17v24	3,9E-09	3,2E-07	1,7E-05	3,8E-06	1,6E-05	53,7
18v24	1,1E-09	1,8E-07	9,2E-06	2,3E-06	1,1E-05	51,6
19v24	2,6E-10	1,0E-07	4,2E-06	1,3E-06	8,0E-06	40,3
20v24	5,1E-11	6,1E-08	2,2E-06	7,8E-07	5,5E-06	35,9
21v24	4,8E-12	3,6E-08	1,5E-06	4,8E-07	4,0E-06	41,7
22v24	3,8E-13	1,7E-08	1,1E-06	3,0E-07	2,4E-06	65,1
23v24	1,9E-14	4,5E-09	1,0E-06	2,1E-07	9,6E-07	229,9
24v24	4,7E-16	5,3E-10	8,8E-07	1,7E-07	7,6E-07	1651,9

## A 2.16 VORSTEUERVENTIL (MAGNETBETÄTIGT), SCHLIESST NICHT

### A 2.16.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Vorsteuerventil (magnetbetätigt) wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAB,
- Funktion: Vorsteuerventil für Hauptventil,
- Antrieb: Magnetbetätigung.

### A 2.16.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 484 Komponentenjahre.

### A 2.16.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00014	Keine
00178	Keine
00637	Keine
00638	Keine

### A 2.16.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.16.1 bis A 2.16.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.16.1: Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,7E-07	3,2E-06	3,1E-05	8,0E-06	1,5E-05	9,7
2v3	4,5E-07	8,0E-06	7,0E-05	1,8E-05	3,0E-05	8,8
3v3	1,6E-08	5,1E-07	8,6E-06	2,0E-06	5,5E-06	16,8
2v4	8,0E-07	1,3E-05	1,0E-04	2,8E-05	4,9E-05	7,9

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu-factor
3v4	5,9E-08	1,7E-06	2,4E-05	5,8E-06	1,3E-05	14,1
4v4	1,5E-09	8,8E-08	2,7E-06	6,3E-07	2,7E-06	30,3
2v6	1,4E-06	2,3E-05	1,5E-04	4,3E-05	7,1E-05	6,8
3v6	2,2E-07	5,6E-06	6,1E-05	1,5E-05	2,8E-05	11,0
4v6	1,8E-08	8,6E-07	1,8E-05	4,1E-06	1,1E-05	21,0
5v6	7,4E-10	7,8E-08	3,4E-06	8,1E-07	3,4E-06	43,7
6v6	1,3E-11	2,9E-09	2,9E-07	8,3E-08	5,5E-07	100,5
2v8	2,1E-06	2,9E-05	1,8E-04	5,3E-05	7,6E-05	6,2
3v8	4,9E-07	1,0E-05	9,3E-05	2,4E-05	3,8E-05	8,9
4v8	6,7E-08	2,7E-06	4,0E-05	9,2E-06	2,0E-05	15,0
5v8	5,7E-09	4,6E-07	1,5E-05	3,1E-06	9,3E-06	31,4
6v8	2,8E-10	5,3E-08	3,4E-06	8,1E-07	3,7E-06	65,4
7v8	7,4E-12	3,5E-09	5,5E-07	1,6E-07	1,2E-06	155,5
8v8	9,3E-14	1,1E-10	3,8E-08	1,6E-08	2,0E-07	359,6

**Tabelle A 2.16.2: Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu-factor
2v2	3,3E-07	6,4E-06	6,2E-05	1,6E-05	3,0E-05	9,7
2v3	9,1E-07	1,6E-05	1,4E-04	3,6E-05	6,1E-05	8,8
3v3	3,2E-08	1,0E-06	1,7E-05	4,1E-06	1,1E-05	16,8
2v4	1,6E-06	2,6E-05	2,1E-04	5,6E-05	9,7E-05	7,9
3v4	1,2E-07	3,4E-06	4,8E-05	1,2E-05	2,7E-05	14,1
4v4	3,0E-09	1,8E-07	5,3E-06	1,3E-06	5,4E-06	30,3
2v6	2,8E-06	4,5E-05	3,1E-04	8,6E-05	1,2E-04	6,8
3v6	4,4E-07	1,1E-05	1,2E-04	3,0E-05	5,6E-05	11,0
4v6	3,5E-08	1,7E-06	3,6E-05	8,2E-06	2,2E-05	21,0
5v6	1,5E-09	1,6E-07	6,8E-06	1,6E-06	6,7E-06	43,7
6v6	2,5E-11	5,8E-09	5,8E-07	1,7E-07	1,1E-06	100,5
2v8	4,3E-06	5,9E-05	3,7E-04	1,1E-04	1,5E-04	6,2
3v8	9,8E-07	2,1E-05	1,9E-04	4,8E-05	7,7E-05	8,9
4v8	1,3E-07	5,3E-06	8,0E-05	1,8E-05	3,9E-05	15,0
5v8	1,1E-08	9,2E-07	2,9E-05	6,3E-06	1,9E-05	31,4
6v8	5,5E-10	1,1E-07	6,9E-06	1,6E-06	7,3E-06	65,4
7v8	1,5E-11	7,1E-09	1,1E-06	3,2E-07	2,3E-06	155,5
8v8	1,9E-13	2,1E-10	7,6E-08	3,1E-08	3,9E-07	359,6

**Tabelle A 2.16.3: Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,0E-06	1,9E-05	1,9E-04	4,8E-05	8,9E-05	9,7
2v3	2,7E-06	4,8E-05	4,2E-04	1,1E-04	1,8E-04	8,8
3v3	9,5E-08	3,1E-06	5,1E-05	1,2E-05	3,3E-05	16,8
2v4	4,8E-06	7,9E-05	6,3E-04	1,7E-04	2,9E-04	7,9
3v4	3,6E-07	1,0E-05	1,5E-04	3,5E-05	8,0E-05	14,1
4v4	9,0E-09	5,3E-07	1,6E-05	3,8E-06	1,6E-05	30,3
2v6	8,5E-06	1,4E-04	9,2E-04	2,6E-04	4,4E-04	6,8
3v6	1,3E-06	3,3E-05	3,7E-04	9,0E-05	1,7E-04	11,0
4v6	1,1E-07	5,2E-06	1,1E-04	2,5E-05	6,7E-05	21,0
5v6	4,4E-09	4,7E-07	2,0E-05	4,8E-06	2,0E-05	43,7
6v6	7,6E-11	1,7E-08	1,8E-06	5,0E-07	3,3E-06	100,5
2v8	1,3E-05	1,8E-04	1,1E-03	3,2E-04	4,4E-04	6,2
3v8	2,9E-06	6,2E-05	5,6E-04	1,4E-04	2,3E-04	8,9
4v8	4,0E-07	1,6E-05	2,4E-04	5,5E-05	1,2E-04	15,0
5v8	3,4E-08	2,8E-06	8,7E-05	1,9E-05	5,6E-05	31,4
6v8	1,7E-09	3,2E-07	2,1E-05	4,9E-06	2,2E-05	65,4
7v8	4,4E-11	2,1E-08	3,3E-06	9,6E-07	6,9E-06	155,5
8v8	5,6E-13	6,3E-10	2,3E-07	9,4E-08	1,2E-06	359,6

**Tabelle A 2.16.4: Vorsteuerventil (magnetbetätigt), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	4,3E-06	8,3E-05	8,0E-04	2,1E-04	3,8E-04	9,7
2v3	1,2E-05	2,1E-04	1,8E-03	4,7E-04	7,9E-04	8,8
3v3	4,1E-07	1,3E-05	2,2E-04	5,3E-05	1,4E-04	16,8
2v4	2,1E-05	3,4E-04	2,7E-03	7,3E-04	1,1E-03	7,9
3v4	1,5E-06	4,5E-05	6,3E-04	1,5E-04	3,5E-04	14,1
4v4	3,9E-08	2,3E-06	6,9E-05	1,6E-05	7,1E-05	30,3
2v6	3,7E-05	5,9E-04	4,0E-03	1,1E-03	1,6E-03	6,8
3v6	5,7E-06	1,4E-04	1,6E-03	3,9E-04	7,3E-04	11,0
4v6	4,6E-07	2,2E-05	4,7E-04	1,1E-04	2,9E-04	21,0
5v6	1,9E-08	2,0E-06	8,9E-05	2,1E-05	8,8E-05	43,7
6v6	3,3E-10	7,6E-08	7,6E-06	2,2E-06	1,4E-05	100,5
2v8	5,5E-05	7,6E-04	4,8E-03	1,4E-03	1,8E-03	6,3

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
3v8	1,3E-05	2,7E-04	2,4E-03	6,2E-04	1,0E-03	8,9
4v8	1,7E-06	6,9E-05	1,0E-03	2,4E-04	5,1E-04	15,0
5v8	1,5E-07	1,2E-05	3,8E-04	8,1E-05	2,4E-04	31,4
6v8	7,2E-09	1,4E-06	8,9E-05	2,1E-05	9,5E-05	65,4
7v8	1,9E-10	9,2E-08	1,4E-05	4,2E-06	3,0E-05	155,5
8v8	2,4E-12	2,7E-09	9,9E-07	4,1E-07	5,1E-06	359,7

## A 2.17 RÜCKSCHLAGVENTIL, SCHLIESST NICHT

### A 2.17.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Rückschlagventil wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KANN,
- Antrieb: Eigenmedium.

### A 2.17.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1969 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 3.075 Komponentenjahre.

### A 2.17.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00626	Anlagenzustände nach Anfahrprüfung
00627	Keine
00835	Keine

### A 2.17.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.17.1 bis A 2.17.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.17.1: Rückschlagventil, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	4,0E-08	8,9E-07	1,1E-05	2,6E-06	5,7E-06	12,0
2v3	7,4E-08	1,5E-06	1,6E-05	3,9E-06	7,1E-06	10,4
3v3	9,2E-09	3,3E-07	5,6E-06	1,3E-06	3,9E-06	17,0
2v4	9,4E-08	1,9E-06	1,8E-05	4,5E-06	7,6E-06	9,6
3v4	2,4E-08	6,6E-07	9,0E-06	2,1E-06	4,8E-06	13,6
4v4	2,4E-09	1,4E-07	3,4E-06	8,1E-07	2,7E-06	23,9

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standardab- weichung	Streu- faktor
2v6	1,0E-07	2,2E-06	2,0E-05	5,1E-06	1,1E-05	8,7
3v6	4,2E-08	1,1E-06	1,2E-05	3,0E-06	5,6E-06	11,6
4v6	1,5E-08	4,8E-07	7,8E-06	1,8E-06	4,2E-06	16,2
5v6	2,3E-09	1,8E-07	4,1E-06	9,4E-07	2,9E-06	22,4
6v6	1,3E-10	3,3E-08	1,5E-06	3,8E-07	2,0E-06	45,7
2v8	9,2E-08	2,3E-06	2,0E-05	5,2E-06	8,2E-06	8,7
3v8	4,0E-08	1,2E-06	1,3E-05	3,3E-06	5,8E-06	10,9
4v8	2,2E-08	7,0E-07	9,3E-06	2,2E-06	4,5E-06	13,4
5v8	8,8E-09	3,7E-07	6,4E-06	1,5E-06	3,6E-06	17,4
6v8	1,8E-09	1,8E-07	4,0E-06	9,3E-07	2,7E-06	21,9
7v8	1,8E-10	6,0E-08	2,2E-06	5,3E-07	2,1E-06	35,9
8v8	6,8E-12	8,9E-09	8,5E-07	2,1E-07	1,2E-06	94,6

**Tabelle A 2.17.2: Rückschlagventil, Ausfallart "schließt nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standardab- weichung	Streu- faktor
2v2	7,9E-08	1,8E-06	2,1E-05	5,2E-06	1,1E-05	12,0
2v3	1,5E-07	3,0E-06	3,1E-05	7,8E-06	1,4E-05	10,4
3v3	1,8E-08	6,6E-07	1,1E-05	2,7E-06	7,9E-06	17,0
2v4	1,9E-07	3,7E-06	3,6E-05	9,1E-06	1,5E-05	9,6
3v4	4,8E-08	1,3E-06	1,8E-05	4,3E-06	9,6E-06	13,6
4v4	4,7E-09	2,8E-07	6,8E-06	1,6E-06	5,5E-06	23,9
2v6	2,0E-07	4,5E-06	3,9E-05	1,0E-05	1,9E-05	8,7
3v6	8,4E-08	2,1E-06	2,5E-05	6,0E-06	1,1E-05	11,6
4v6	3,0E-08	9,6E-07	1,6E-05	3,6E-06	8,3E-06	16,2
5v6	4,7E-09	3,6E-07	8,1E-06	1,9E-06	5,9E-06	22,4
6v6	2,6E-10	6,6E-08	3,0E-06	7,6E-07	3,9E-06	45,7
2v8	1,8E-07	4,6E-06	4,0E-05	1,0E-05	1,6E-05	8,7
3v8	7,9E-08	2,5E-06	2,7E-05	6,6E-06	1,2E-05	10,9
4v8	4,3E-08	1,4E-06	1,9E-05	4,4E-06	9,0E-06	13,4
5v8	1,8E-08	7,4E-07	1,3E-05	2,9E-06	7,1E-06	17,4
6v8	3,5E-09	3,7E-07	8,0E-06	1,9E-06	5,4E-06	21,9
7v8	3,6E-10	1,2E-07	4,3E-06	1,1E-06	4,2E-06	35,9
8v8	1,4E-11	1,8E-08	1,7E-06	4,3E-07	2,3E-06	94,6

**Tabelle A 2.17.3: Rückschlagventil, Ausfallart "schließt nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,4E-07	5,3E-06	6,4E-05	1,6E-05	3,4E-05	12,0
2v3	4,4E-07	9,0E-06	9,4E-05	2,3E-05	4,2E-05	10,4
3v3	5,5E-08	2,0E-06	3,4E-05	8,1E-06	2,4E-05	17,0
2v4	5,7E-07	1,1E-05	1,1E-04	2,7E-05	4,6E-05	9,6
3v4	1,4E-07	3,9E-06	5,4E-05	1,3E-05	2,9E-05	13,6
4v4	1,4E-08	8,5E-07	2,0E-05	4,9E-06	1,6E-05	23,9
2v6	6,0E-07	1,3E-05	1,2E-04	3,1E-05	5,6E-05	8,7
3v6	2,5E-07	6,4E-06	7,4E-05	1,8E-05	3,4E-05	11,6
4v6	9,0E-08	2,9E-06	4,7E-05	1,1E-05	2,5E-05	16,2
5v6	1,4E-08	1,1E-06	2,4E-05	5,6E-06	1,8E-05	22,4
6v6	7,7E-10	2,0E-07	9,1E-06	2,3E-06	1,2E-05	45,7
2v8	5,5E-07	1,4E-05	1,2E-04	3,1E-05	4,9E-05	8,7
3v8	2,4E-07	7,4E-06	8,0E-05	2,0E-05	3,5E-05	10,9
4v8	1,3E-07	4,2E-06	5,6E-05	1,3E-05	2,7E-05	13,4
5v8	5,3E-08	2,2E-06	3,8E-05	8,8E-06	2,1E-05	17,4
6v8	1,1E-08	1,1E-06	2,4E-05	5,6E-06	1,6E-05	21,9
7v8	1,1E-09	3,6E-07	1,3E-05	3,2E-06	1,3E-05	35,9
8v8	4,1E-11	5,4E-08	5,1E-06	1,3E-06	7,0E-06	94,6

**Tabelle A 2.17.4: Rückschlagventil, Ausfallart "schließt nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,0E-06	2,3E-05	2,8E-04	6,8E-05	1,5E-04	12,0
2v3	1,9E-06	3,9E-05	4,1E-04	1,0E-04	1,8E-04	10,4
3v3	2,4E-07	8,6E-06	1,5E-04	3,5E-05	1,0E-04	17,0
2v4	2,5E-06	4,9E-05	4,7E-04	1,2E-04	2,0E-04	9,6
3v4	6,2E-07	1,7E-05	2,3E-04	5,6E-05	1,2E-04	13,6
4v4	6,2E-08	3,7E-06	8,8E-05	2,1E-05	7,1E-05	23,9
2v6	2,6E-06	5,8E-05	5,1E-04	1,3E-04	2,2E-04	8,7
3v6	1,1E-06	2,8E-05	3,2E-04	7,7E-05	1,5E-04	11,6
4v6	3,9E-07	1,3E-05	2,0E-04	4,6E-05	1,1E-04	16,2
5v6	6,0E-08	4,7E-06	1,1E-04	2,4E-05	7,6E-05	22,4
6v6	3,4E-09	8,6E-07	3,9E-05	9,9E-06	5,1E-05	45,7
2v8	2,4E-06	6,0E-05	5,2E-04	1,4E-04	2,1E-04	8,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu­faktor
3v8	1,0E-06	3,2E-05	3,5E-04	8,6E-05	1,5E-04	10,9
4v8	5,6E-07	1,8E-05	2,4E-04	5,8E-05	1,2E-04	13,4
5v8	2,3E-07	9,6E-06	1,7E-04	3,8E-05	9,3E-05	17,4
6v8	4,6E-08	4,8E-06	1,0E-04	2,4E-05	7,0E-05	21,9
7v8	4,7E-09	1,6E-06	5,6E-05	1,4E-05	5,5E-05	35,9
8v8	1,8E-10	2,3E-07	2,2E-05	5,6E-06	3,0E-05	94,6

## A 2.18 RÜCKSCHLAGVENTIL, ÖFFNET NICHT

### A 2.18.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Rückschlagventil wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KANN,
- Antrieb: Eigenmedium.

### A 2.18.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 2.020 Komponenten­gruppenjahre.

### A 2.18.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00838	Keine

### A 2.18.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.18.1 bis A 2.18.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.18.1: Rückschlagventil, Ausfallart "öffnet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu­faktor
2v2	1,3E-08	1,0E-06	2,0E-05	4,4E-06	1,1E-05	18,8
2v3	3,3E-08	2,0E-06	2,6E-05	6,0E-06	1,2E-05	13,0
3v3	9,4E-10	3,1E-07	1,1E-05	2,4E-06	7,5E-06	35,2
2v4	5,4E-08	2,4E-06	2,6E-05	6,4E-06	1,1E-05	10,8
3v4	3,5E-09	8,0E-07	1,7E-05	3,8E-06	8,7E-06	21,7
4v4	5,7E-11	9,6E-08	6,9E-06	1,5E-06	5,6E-06	71,7
2v6	5,9E-08	2,3E-06	2,4E-05	5,8E-06	1,0E-05	10,2
3v6	1,4E-08	1,5E-06	2,0E-05	4,6E-06	9,8E-06	13,1
4v6	7,3E-10	5,9E-07	1,5E-05	3,1E-06	7,4E-06	24,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
5v6	1,8E-11	1,2E-07	8,8E-06	1,8E-06	5,7E-06	73,7
6v6	1,7E-13	9,2E-09	2,9E-06	6,8E-07	3,7E-06	318,8
2v8	2,6E-08	1,8E-06	2,1E-05	5,1E-06	9,3E-06	11,3
3v8	1,8E-08	1,5E-06	1,9E-05	4,4E-06	8,1E-06	12,0
4v8	2,9E-09	9,9E-07	1,6E-05	3,6E-06	7,2E-06	15,9
5v8	1,5E-10	4,4E-07	1,2E-05	2,6E-06	6,4E-06	28,4
6v8	4,7E-12	1,1E-07	8,9E-06	1,8E-06	5,3E-06	78,7
7v8	8,0E-14	1,5E-08	4,8E-06	1,0E-06	4,2E-06	316,6
8v8	5,3E-16	9,1E-10	1,3E-06	3,6E-07	2,3E-06	1479,5

**Tabelle A 2.18.2: Rückschlagventil, Ausfallart "öffnet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,7E-08	2,1E-06	3,9E-05	8,8E-06	2,1E-05	18,8
2v3	6,6E-08	3,9E-06	5,1E-05	1,2E-05	2,9E-05	13,0
3v3	1,9E-09	6,3E-07	2,2E-05	4,8E-06	1,5E-05	35,2
2v4	1,1E-07	4,8E-06	5,2E-05	1,3E-05	2,3E-05	10,8
3v4	7,0E-09	1,6E-06	3,5E-05	7,6E-06	1,7E-05	21,7
4v4	1,1E-10	1,9E-07	1,4E-05	2,9E-06	1,1E-05	71,7
2v6	1,2E-07	4,6E-06	4,7E-05	1,2E-05	2,0E-05	10,2
3v6	2,7E-08	3,0E-06	3,9E-05	9,2E-06	1,9E-05	13,1
4v6	1,5E-09	1,2E-06	2,9E-05	6,3E-06	1,5E-05	24,7
5v6	3,6E-11	2,4E-07	1,8E-05	3,5E-06	1,1E-05	73,7
6v6	3,5E-13	1,8E-08	5,8E-06	1,4E-06	7,5E-06	318,8
2v8	5,3E-08	3,7E-06	4,2E-05	1,0E-05	1,9E-05	11,3
3v8	3,7E-08	3,1E-06	3,7E-05	8,9E-06	1,6E-05	12,0
4v8	5,8E-09	2,0E-06	3,1E-05	7,1E-06	1,4E-05	15,9
5v8	3,1E-10	8,8E-07	2,5E-05	5,3E-06	1,3E-05	28,4
6v8	9,4E-12	2,3E-07	1,8E-05	3,5E-06	1,1E-05	78,7
7v8	1,6E-13	3,1E-08	9,7E-06	2,0E-06	8,4E-06	316,6
8v8	1,1E-15	1,8E-09	2,7E-06	7,3E-07	4,7E-06	1479,5

**Tabelle A 2.18.3: Rückschlagventil, Ausfallart "öffnet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	8,1E-08	6,3E-06	1,2E-04	2,7E-05	6,4E-05	18,8
2v3	2,0E-07	1,2E-05	1,5E-04	3,6E-05	7,0E-05	13,0
3v3	5,7E-09	1,9E-06	6,6E-05	1,4E-05	4,5E-05	35,2
2v4	3,2E-07	1,4E-05	1,6E-04	3,8E-05	7,7E-05	10,8
3v4	2,1E-08	4,8E-06	1,0E-04	2,3E-05	5,2E-05	21,7
4v4	3,4E-10	5,8E-07	4,2E-05	8,8E-06	3,4E-05	71,7
2v6	3,5E-07	1,4E-05	1,4E-04	3,5E-05	6,0E-05	10,2
3v6	8,1E-08	9,0E-06	1,2E-04	2,8E-05	5,7E-05	13,1
4v6	4,4E-09	3,5E-06	8,7E-05	1,9E-05	4,5E-05	24,7
5v6	1,1E-10	7,1E-07	5,3E-05	1,1E-05	3,4E-05	73,7
6v6	1,0E-12	5,5E-08	1,8E-05	4,1E-06	2,2E-05	318,8
2v8	1,6E-07	1,1E-05	1,3E-04	3,1E-05	5,6E-05	11,3
3v8	1,1E-07	9,3E-06	1,1E-04	2,7E-05	4,9E-05	12,0
4v8	1,7E-08	5,9E-06	9,4E-05	2,1E-05	4,3E-05	15,9
5v8	9,2E-10	2,6E-06	7,5E-05	1,6E-05	3,8E-05	28,4
6v8	2,8E-11	6,8E-07	5,4E-05	1,1E-05	3,2E-05	78,7
7v8	4,8E-13	9,2E-08	2,9E-05	6,0E-06	2,5E-05	316,6
8v8	3,2E-15	5,4E-09	8,1E-06	2,2E-06	1,4E-05	1479,5

**Tabelle A 2.18.4: Rückschlagventil, Ausfallart "öffnet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	3,5E-07	2,7E-05	5,1E-04	1,1E-04	2,8E-04	18,8
2v3	8,6E-07	5,1E-05	6,6E-04	1,6E-04	3,0E-04	13,0
3v3	2,5E-08	8,2E-06	2,9E-04	6,3E-05	1,9E-04	35,2
2v4	1,4E-06	6,2E-05	6,8E-04	1,7E-04	2,9E-04	10,8
3v4	9,1E-08	2,1E-05	4,5E-04	9,8E-05	2,3E-04	21,7
4v4	1,5E-09	2,5E-06	1,8E-04	3,8E-05	1,5E-04	71,7
2v6	1,5E-06	6,0E-05	6,1E-04	1,5E-04	2,6E-04	10,2
3v6	3,5E-07	3,9E-05	5,1E-04	1,2E-04	2,3E-04	13,1
4v6	1,9E-08	1,5E-05	3,8E-04	8,2E-05	1,9E-04	24,7
5v6	4,7E-10	3,1E-06	2,3E-04	4,6E-05	1,5E-04	73,7
6v6	4,5E-12	2,4E-07	7,6E-05	1,8E-05	9,6E-05	318,7
2v8	6,8E-07	4,8E-05	5,4E-04	1,3E-04	2,4E-04	11,3

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
3v8	4,8E-07	4,0E-05	4,9E-04	1,2E-04	2,1E-04	12,1
4v8	7,5E-08	2,6E-05	4,1E-04	9,3E-05	1,9E-04	15,9
5v8	4,0E-09	1,1E-05	3,2E-04	6,9E-05	1,7E-04	28,4
6v8	1,2E-10	3,0E-06	2,3E-04	4,6E-05	1,4E-04	78,7
7v8	2,1E-12	4,0E-07	1,3E-04	2,6E-05	1,1E-04	316,6
8v8	1,4E-14	2,4E-08	3,5E-05	9,5E-06	6,0E-05	1479,5

## A 2.19 RÜCKSCHLAGVENTIL (ABSPERRBAR), SCHLIESST NICHT MIT MOTOR

### A 2.19.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Rückschlagventil (absperrbar) wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAN,
- Antrieb: Eigenmedium, motorisch absperrbar.

### A 2.19.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 700 Komponentenjahre.

### A 2.19.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00232	"Normale" Schließfunktion (z.B. zur Vermeidung einer Strömungsumkehr)
00317	Keine
00603	Keine
00968	Ohne Anfahrtüberbrückung
01089	"Normale" Schließfunktion (z.B. zur Vermeidung einer Strömungsumkehr)
01648	Keine

### A 2.19.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.19.1 bis A 2.19.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.19.1: Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,2E-06	1,9E-05	1,3E-04	3,6E-05	5,3E-05	7,1
2v3	2,4E-06	3,2E-05	1,9E-04	5,7E-05	7,3E-05	6,0
3v3	3,4E-07	7,1E-06	7,0E-05	1,8E-05	3,2E-05	9,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v4	3,1E-06	3,9E-05	2,2E-04	6,6E-05	9,0E-05	5,6
3v4	9,2E-07	1,6E-05	1,2E-04	3,3E-05	4,9E-05	7,4
4v4	9,6E-08	3,0E-06	4,1E-05	9,9E-06	2,3E-05	13,7
2v6	3,2E-06	4,1E-05	2,2E-04	6,8E-05	9,8E-05	5,4
3v6	1,8E-06	2,7E-05	1,6E-04	4,6E-05	6,0E-05	6,0
4v6	6,3E-07	1,3E-05	1,0E-04	2,7E-05	4,1E-05	7,8
5v6	1,1E-07	4,1E-06	5,4E-05	1,3E-05	2,6E-05	13,1
6v6	7,2E-09	6,0E-07	1,7E-05	3,8E-06	1,3E-05	27,9
2v8	3,1E-06	3,8E-05	2,0E-04	6,2E-05	8,1E-05	5,4
3v8	2,1E-06	2,9E-05	1,7E-04	4,9E-05	6,1E-05	5,7
4v8	1,2E-06	2,0E-05	1,3E-04	3,6E-05	4,8E-05	6,4
5v8	4,7E-07	1,1E-05	8,8E-05	2,3E-05	3,5E-05	8,2
6v8	9,7E-08	4,3E-06	5,5E-05	1,3E-05	2,5E-05	12,7
7v8	1,1E-08	1,1E-06	2,9E-05	6,2E-06	1,6E-05	26,0
8v8	4,9E-10	1,3E-07	8,0E-06	1,8E-06	8,2E-06	62,7

**Tabelle A 2.19.2: Rückschlagventil (absperbar), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	2,4E-06	3,7E-05	2,6E-04	7,3E-05	1,1E-04	7,1
2v3	4,8E-06	6,5E-05	3,9E-04	1,1E-04	1,5E-04	6,0
3v3	6,7E-07	1,4E-05	1,4E-04	3,6E-05	6,5E-05	9,7
2v4	6,2E-06	7,8E-05	4,4E-04	1,3E-04	1,6E-04	5,6
3v4	1,8E-06	3,2E-05	2,4E-04	6,5E-05	9,7E-05	7,4
4v4	1,9E-07	6,0E-06	8,3E-05	2,0E-05	4,5E-05	13,7
2v6	6,4E-06	8,3E-05	4,5E-04	1,4E-04	1,6E-04	5,4
3v6	3,6E-06	5,3E-05	3,2E-04	9,3E-05	1,2E-04	6,0
4v6	1,3E-06	2,6E-05	2,0E-04	5,4E-05	8,2E-05	7,8
5v6	2,2E-07	8,2E-06	1,1E-04	2,6E-05	5,2E-05	13,1
6v6	1,4E-08	1,2E-06	3,3E-05	7,6E-06	2,5E-05	27,9
2v8	6,2E-06	7,6E-05	4,1E-04	1,2E-04	1,5E-04	5,4
3v8	4,3E-06	5,8E-05	3,3E-04	9,9E-05	1,2E-04	5,7
4v8	2,4E-06	3,9E-05	2,5E-04	7,2E-05	9,6E-05	6,4
5v8	9,4E-07	2,2E-05	1,8E-04	4,7E-05	7,1E-05	8,2
6v8	1,9E-07	8,7E-06	1,1E-04	2,6E-05	5,1E-05	12,7
7v8	2,2E-08	2,2E-06	5,7E-05	1,2E-05	3,3E-05	26,0

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
8v8	9,7E-10	2,6E-07	1,6E-05	3,7E-06	1,6E-05	62,7

**Tabelle A 2.19.3: Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	7,2E-06	1,1E-04	7,9E-04	2,2E-04	3,2E-04	7,1
2v3	1,4E-05	1,9E-04	1,2E-03	3,4E-04	4,4E-04	6,0
3v3	2,0E-06	4,3E-05	4,2E-04	1,1E-04	2,0E-04	9,7
2v4	1,9E-05	2,4E-04	1,3E-03	4,0E-04	5,4E-04	5,6
3v4	5,5E-06	9,7E-05	7,1E-04	2,0E-04	2,9E-04	7,4
4v4	5,7E-07	1,8E-05	2,5E-04	5,9E-05	1,4E-04	13,7
2v6	1,9E-05	2,5E-04	1,3E-03	4,1E-04	5,9E-04	5,4
3v6	1,1E-05	1,6E-04	9,6E-04	2,8E-04	3,6E-04	6,0
4v6	3,8E-06	7,7E-05	6,0E-04	1,6E-04	2,5E-04	7,8
5v6	6,7E-07	2,5E-05	3,2E-04	7,7E-05	1,6E-04	13,1
6v6	4,3E-08	3,6E-06	1,0E-04	2,3E-05	7,5E-05	27,9
2v8	1,9E-05	2,3E-04	1,2E-03	3,7E-04	4,5E-04	5,4
3v8	1,3E-05	1,8E-04	1,0E-03	3,0E-04	3,6E-04	5,7
4v8	7,2E-06	1,2E-04	7,5E-04	2,1E-04	2,9E-04	6,4
5v8	2,8E-06	6,5E-05	5,3E-04	1,4E-04	2,1E-04	8,2
6v8	5,8E-07	2,6E-05	3,3E-04	7,9E-05	1,5E-04	12,7
7v8	6,5E-08	6,6E-06	1,7E-04	3,7E-05	9,9E-05	26,0
8v8	2,9E-09	7,7E-07	4,8E-05	1,1E-05	4,9E-05	62,7

**Tabelle A 2.19.4: Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	3,1E-05	4,8E-04	3,4E-03	9,5E-04	1,4E-03	7,1
2v3	6,2E-05	8,4E-04	5,1E-03	1,5E-03	1,9E-03	6,0
3v3	8,8E-06	1,9E-04	1,8E-03	4,7E-04	8,5E-04	9,8
2v4	8,0E-05	1,0E-03	5,7E-03	1,7E-03	2,1E-03	5,6
3v4	2,4E-05	4,2E-04	3,1E-03	8,5E-04	1,3E-03	7,4
4v4	2,5E-06	7,8E-05	1,1E-03	2,6E-04	5,9E-04	13,7
2v6	8,3E-05	1,1E-03	5,8E-03	1,8E-03	2,1E-03	5,4
3v6	4,7E-05	6,9E-04	4,1E-03	1,2E-03	1,6E-03	6,0

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
4v6	1,7E-05	3,3E-04	2,6E-03	7,1E-04	1,1E-03	7,8
5v6	2,9E-06	1,1E-04	1,4E-03	3,4E-04	6,8E-04	13,1
6v6	1,9E-07	1,6E-05	4,3E-04	9,9E-05	3,3E-04	27,9
2v8	8,0E-05	9,8E-04	5,3E-03	1,6E-03	2,0E-03	5,4
3v8	5,6E-05	7,6E-04	4,3E-03	1,3E-03	1,6E-03	5,7
4v8	3,1E-05	5,1E-04	3,3E-03	9,3E-04	1,2E-03	6,4
5v8	1,2E-05	2,8E-04	2,3E-03	6,1E-04	9,2E-04	8,2
6v8	2,5E-06	1,1E-04	1,4E-03	3,4E-04	6,6E-04	12,7
7v8	2,8E-07	2,9E-05	7,4E-04	1,6E-04	4,3E-04	26,0
8v8	1,3E-08	3,3E-06	2,1E-04	4,8E-05	2,1E-04	62,7

## A 2.20 RÜCKSCHLAGVENTIL (ABSPERRBAR), ÖFFNET NICHT

### A 2.20.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Rückschlagventil (absperrbar) wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KANN,
- Antrieb: Eigenmedium, motorisch absperrbar.

### A 2.20.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 520 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.20.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00475	Keine
00596	Ohne Wirkleistungsmessung bei allen Armaturenfahrten
01786	Keine

### A 2.20.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.20.1 bis A 2.20.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.20.1: Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	3,0E-07	7,1E-06	7,4E-05	1,8E-05	3,5E-05	10,4
2v3	7,5E-07	1,5E-05	1,3E-04	3,4E-05	5,4E-05	8,6

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
3v3	3,9E-08	1,7E-06	3,2E-05	7,3E-06	1,8E-05	18,3
2v4	1,3E-06	2,2E-05	1,6E-04	4,4E-05	6,4E-05	7,2
3v4	1,3E-07	4,9E-06	6,4E-05	1,5E-05	3,2E-05	13,0
4v4	4,8E-09	4,5E-07	1,4E-05	3,3E-06	1,2E-05	31,5
2v6	1,9E-06	3,0E-05	1,9E-04	5,6E-05	7,5E-05	6,4
3v6	4,6E-07	1,2E-05	1,1E-04	2,9E-05	4,8E-05	9,1
4v6	5,1E-08	3,4E-06	5,5E-05	1,2E-05	2,7E-05	16,5
5v6	2,9E-09	5,4E-07	2,1E-05	4,6E-06	1,5E-05	40,0
6v6	6,1E-11	3,4E-08	3,8E-06	1,0E-06	6,0E-06	110,0
2v8	2,2E-06	3,3E-05	2,0E-04	5,9E-05	7,6E-05	6,1
3v8	8,3E-07	1,8E-05	1,3E-04	3,6E-05	5,4E-05	7,5
4v8	1,8E-07	7,7E-06	8,3E-05	2,0E-05	3,6E-05	10,8
5v8	2,1E-08	2,4E-06	4,8E-05	1,1E-05	2,4E-05	20,4
6v8	1,3E-09	4,9E-07	2,3E-05	4,7E-06	1,5E-05	47,1
7v8	5,2E-11	5,8E-08	7,5E-06	1,8E-06	8,4E-06	129,3
8v8	8,8E-13	3,0E-09	1,2E-06	4,2E-07	3,3E-06	411,6

**Tabelle A 2.20.2: Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	6,1E-07	1,4E-05	1,5E-04	3,7E-05	7,0E-05	10,4
2v3	1,5E-06	3,0E-05	2,6E-04	6,8E-05	1,1E-04	8,6
3v3	7,9E-08	3,5E-06	6,4E-05	1,5E-05	3,7E-05	18,3
2v4	2,5E-06	4,4E-05	3,2E-04	8,9E-05	1,3E-04	7,2
3v4	2,5E-07	9,8E-06	1,3E-04	3,1E-05	6,3E-05	13,0
4v4	9,6E-09	9,0E-07	2,8E-05	6,5E-06	2,3E-05	31,5
2v6	3,8E-06	6,1E-05	3,9E-04	1,1E-04	1,5E-04	6,4
3v6	9,3E-07	2,5E-05	2,3E-04	5,8E-05	9,5E-05	9,1
4v6	1,0E-07	6,7E-06	1,1E-04	2,5E-05	5,4E-05	16,5
5v6	5,8E-09	1,1E-06	4,3E-05	9,2E-06	2,9E-05	40,0
6v6	1,2E-10	6,9E-08	7,6E-06	2,0E-06	1,2E-05	110,0
2v8	4,5E-06	6,6E-05	4,0E-04	1,2E-04	1,5E-04	6,1
3v8	1,7E-06	3,6E-05	2,7E-04	7,3E-05	1,1E-04	7,5
4v8	3,6E-07	1,5E-05	1,7E-04	4,1E-05	7,9E-05	10,8
5v8	4,2E-08	4,7E-06	9,6E-05	2,1E-05	4,9E-05	20,4
6v8	2,7E-09	9,8E-07	4,6E-05	9,4E-06	3,0E-05	47,1

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
7v8	1,0E-10	1,2E-07	1,5E-05	3,5E-06	1,7E-05	129,3
8v8	1,8E-12	6,0E-09	2,5E-06	8,3E-07	6,6E-06	411,6

**Tabelle A 2.20.3: Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,8E-06	4,2E-05	4,4E-04	1,1E-04	2,1E-04	10,4
2v3	4,5E-06	9,0E-05	7,7E-04	2,0E-04	3,2E-04	8,6
3v3	2,4E-07	1,0E-05	1,9E-04	4,4E-05	1,1E-04	18,3
2v4	7,6E-06	1,3E-04	9,6E-04	2,7E-04	3,9E-04	7,3
3v4	7,6E-07	2,9E-05	3,8E-04	9,3E-05	1,9E-04	13,1
4v4	2,9E-08	2,7E-06	8,5E-05	2,0E-05	7,0E-05	31,5
2v6	1,1E-05	1,8E-04	1,2E-03	3,3E-04	4,5E-04	6,4
3v6	2,8E-06	7,4E-05	6,8E-04	1,8E-04	5,2E-04	9,1
4v6	3,1E-07	2,0E-05	3,3E-04	7,5E-05	1,6E-04	16,5
5v6	1,7E-08	3,2E-06	1,3E-04	2,7E-05	8,8E-05	40,0
6v6	3,7E-10	2,1E-07	2,3E-05	6,0E-06	3,6E-05	110,0
2v8	1,3E-05	2,0E-04	1,2E-03	3,5E-04	4,6E-04	6,1
3v8	5,0E-06	1,1E-04	8,1E-04	2,2E-04	3,2E-04	7,5
4v8	1,1E-06	4,6E-05	5,0E-04	1,2E-04	4,8E-04	10,8
5v8	1,3E-07	1,4E-05	2,9E-04	6,4E-05	1,5E-04	20,4
6v8	8,0E-09	2,9E-06	1,4E-04	2,8E-05	8,9E-05	47,1
7v8	3,1E-10	3,5E-07	4,5E-05	1,1E-05	5,0E-05	129,3
8v8	5,3E-12	1,8E-08	7,4E-06	2,5E-06	2,0E-05	411,6

**Tabelle A 2.20.4: Rückschlagventil (absperrbar), Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	7,9E-06	1,8E-04	1,9E-03	4,8E-04	9,1E-04	10,5
2v3	2,0E-05	3,9E-04	3,4E-03	8,8E-04	1,4E-03	8,6
3v3	1,0E-06	4,5E-05	8,3E-04	1,9E-04	4,8E-04	18,4
2v4	3,3E-05	5,7E-04	4,2E-03	1,2E-03	1,7E-03	7,3
3v4	3,3E-06	1,3E-04	1,7E-03	4,0E-04	8,2E-04	13,1
4v4	1,2E-07	1,2E-05	3,7E-04	8,5E-05	3,0E-04	31,5
2v6	4,9E-05	7,9E-04	5,1E-03	1,5E-03	2,0E-03	6,4

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
3v6	1,2E-05	3,2E-04	2,9E-03	7,5E-04	1,2E-03	9,1
4v6	1,3E-06	8,7E-05	1,4E-03	3,2E-04	7,0E-04	16,5
5v6	7,5E-08	1,4E-05	5,6E-04	1,2E-04	3,8E-04	40,0
6v6	1,6E-09	9,0E-07	9,9E-05	2,6E-05	1,6E-04	110,0
2v8	5,8E-05	8,6E-04	5,2E-03	1,5E-03	2,0E-03	6,1
3v8	2,2E-05	4,7E-04	3,5E-03	9,5E-04	1,4E-03	7,5
4v8	4,6E-06	2,0E-04	2,2E-03	5,4E-04	1,2E-03	10,8
5v8	5,4E-07	6,1E-05	1,3E-03	2,8E-04	6,3E-04	20,4
6v8	3,5E-08	1,3E-05	6,0E-04	1,2E-04	3,9E-04	47,1
7v8	1,4E-09	1,5E-06	2,0E-04	4,6E-05	2,2E-04	129,3
8v8	2,3E-11	7,8E-08	3,2E-05	1,1E-05	8,6E-05	411,6

## A 2.21 RÜCKSCHLAGKLAPPE, SCHLIESST NICHT

### A 2.21.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Rückschlagklappe wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAP,
- Antrieb: Eigenmedium.

### A 2.21.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 2.900 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.21.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00599	Keine

### A 2.21.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.21.1 bis A 2.21.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.21.1: Rückschlagklappe, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	6,1E-08	2,0E-06	2,4E-05	5,8E-06	1,1E-05	12,0
2v3	1,1E-07	2,7E-06	2,4E-05	6,3E-06	1,2E-05	9,0
3v3	1,4E-08	9,6E-07	1,6E-05	3,7E-06	8,6E-06	16,9
2v4	1,0E-07	2,4E-06	2,1E-05	5,5E-06	1,0E-05	8,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
3v4	4,0E-08	1,7E-06	1,9E-05	4,7E-06	8,4E-06	11,1
4v4	3,0E-09	4,7E-07	1,2E-05	2,6E-06	6,9E-06	24,7
2v6	2,3E-08	1,4E-06	1,5E-05	3,7E-06	6,7E-06	11,3
3v6	5,2E-08	1,7E-06	1,6E-05	4,1E-06	6,9E-06	9,6
4v6	2,3E-08	1,4E-06	1,5E-05	3,7E-06	6,8E-06	11,3
5v6	2,6E-09	6,4E-07	1,3E-05	2,8E-06	6,3E-06	19,8
6v6	1,0E-10	1,2E-07	6,5E-06	1,4E-06	5,1E-06	56,2
2v8	1,9E-09	6,6E-07	1,1E-05	2,6E-06	5,5E-06	17,5
3v8	1,3E-08	1,1E-06	1,3E-05	3,1E-06	5,6E-06	12,0
4v8	2,6E-08	1,2E-06	1,3E-05	3,3E-06	5,7E-06	10,7
5v8	1,3E-08	1,1E-06	1,3E-05	3,1E-06	5,7E-06	11,8
6v8	1,9E-09	6,5E-07	1,2E-05	2,6E-06	5,5E-06	17,8
7v8	1,3E-10	2,2E-07	8,8E-06	1,8E-06	5,0E-06	40,5
8v8	3,1E-12	3,0E-08	4,0E-06	8,4E-07	3,8E-06	133,8

**Tabelle A 2.21.2: Rückschlagklappe, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,2E-07	4,0E-06	4,8E-05	1,2E-05	2,2E-05	12,0
2v3	2,2E-07	5,4E-06	4,9E-05	1,2E-05	2,0E-05	9,0
3v3	2,9E-08	1,9E-06	3,2E-05	7,4E-06	1,7E-05	16,9
2v4	2,1E-07	4,8E-06	4,2E-05	1,1E-05	1,9E-05	8,7
3v4	8,1E-08	3,4E-06	3,8E-05	9,4E-06	1,7E-05	11,1
4v4	6,0E-09	9,5E-07	2,3E-05	5,1E-06	1,4E-05	24,7
2v6	4,7E-08	2,7E-06	3,1E-05	7,5E-06	1,3E-05	11,3
3v6	1,0E-07	3,4E-06	3,2E-05	8,2E-06	1,4E-05	9,6
4v6	4,6E-08	2,7E-06	3,1E-05	7,5E-06	1,4E-05	11,3
5v6	5,3E-09	1,3E-06	2,5E-05	5,6E-06	1,3E-05	19,8
6v6	2,0E-10	2,3E-07	1,3E-05	2,8E-06	1,0E-05	56,2
2v8	3,9E-09	1,3E-06	2,3E-05	5,2E-06	1,1E-05	17,5
3v8	2,6E-08	2,2E-06	2,6E-05	6,2E-06	1,1E-05	12,0
4v8	5,2E-08	2,5E-06	2,7E-05	6,5E-06	1,1E-05	10,7
5v8	2,6E-08	2,2E-06	2,6E-05	6,2E-06	1,1E-05	11,8
6v8	3,8E-09	1,3E-06	2,3E-05	5,2E-06	1,1E-05	17,8
7v8	2,6E-10	4,4E-07	1,8E-05	3,6E-06	9,9E-06	40,5
8v8	6,2E-12	6,0E-08	8,0E-06	1,7E-06	6,7E-06	133,8

**Tabelle A 2.21.3: Rückschlagklappe, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	3,7E-07	1,2E-05	1,4E-04	3,5E-05	6,7E-05	12,0
2v3	6,5E-07	1,6E-05	1,5E-04	3,8E-05	1,1E-04	9,0
3v3	8,7E-08	5,8E-06	9,7E-05	2,2E-05	5,1E-05	16,9
2v4	6,2E-07	1,4E-05	1,3E-04	3,3E-05	5,5E-05	8,7
3v4	2,4E-07	1,0E-05	1,1E-04	2,8E-05	5,1E-05	11,1
4v4	1,8E-08	2,8E-06	7,0E-05	1,5E-05	4,1E-05	24,7
2v6	1,4E-07	8,2E-06	9,2E-05	2,2E-05	4,0E-05	11,3
3v6	3,1E-07	1,0E-05	9,7E-05	2,5E-05	4,6E-05	9,6
4v6	1,4E-07	8,1E-06	9,2E-05	2,2E-05	4,1E-05	11,3
5v6	1,6E-08	3,8E-06	7,6E-05	1,7E-05	3,8E-05	19,8
6v6	6,0E-10	6,9E-07	3,9E-05	8,3E-06	3,0E-05	56,2
2v8	1,2E-08	3,9E-06	6,9E-05	1,6E-05	3,3E-05	17,5
3v8	7,8E-08	6,5E-06	7,8E-05	1,9E-05	3,4E-05	12,0
4v8	1,6E-07	7,4E-06	8,0E-05	2,0E-05	3,4E-05	10,7
5v8	7,8E-08	6,5E-06	7,7E-05	1,9E-05	3,4E-05	11,8
6v8	1,1E-08	3,9E-06	6,9E-05	1,6E-05	3,3E-05	17,8
7v8	7,7E-10	1,3E-06	5,3E-05	1,1E-05	3,0E-05	40,5
8v8	1,9E-11	1,8E-07	2,4E-05	5,0E-06	2,0E-05	133,8

**Tabelle A 2.21.4: Rückschlagklappe, Ausfallart "schließt nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,6E-06	5,2E-05	6,3E-04	1,5E-04	2,9E-04	12,0
2v3	2,8E-06	7,0E-05	6,3E-04	1,6E-04	2,7E-04	9,0
3v3	3,8E-07	2,5E-05	4,2E-04	9,7E-05	2,2E-04	16,9
2v4	2,7E-06	6,3E-05	5,5E-04	1,4E-04	2,3E-04	8,7
3v4	1,1E-06	4,5E-05	5,0E-04	1,2E-04	2,2E-04	11,1
4v4	7,8E-08	1,2E-05	3,0E-04	6,6E-05	1,8E-04	24,7
2v6	6,1E-07	3,5E-05	4,0E-04	9,7E-05	1,7E-04	11,3
3v6	1,4E-06	4,4E-05	4,2E-04	1,1E-04	1,8E-04	9,6
4v6	6,0E-07	3,5E-05	4,0E-04	9,7E-05	1,8E-04	11,3
5v6	6,9E-08	1,7E-05	3,3E-04	7,2E-05	1,6E-04	19,8
6v6	2,6E-09	3,0E-06	1,7E-04	3,6E-05	1,3E-04	56,3
2v8	5,0E-08	1,7E-05	3,0E-04	6,7E-05	1,4E-04	17,5

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
3v8	3,4E-07	2,8E-05	3,4E-04	8,1E-05	1,5E-04	12,0
4v8	6,7E-07	3,2E-05	3,5E-04	8,5E-05	1,5E-04	10,7
5v8	3,4E-07	2,8E-05	3,3E-04	8,0E-05	1,5E-04	11,8
6v8	5,0E-08	1,7E-05	3,0E-04	6,7E-05	1,4E-04	17,8
7v8	3,3E-09	5,7E-06	2,3E-04	4,7E-05	1,3E-04	40,5
8v8	8,1E-11	7,8E-07	1,0E-04	2,2E-05	8,7E-05	133,8

## A 2.22 RÜCKSCHLAGKLAPPE, ÖFFNET NICHT

### A 2.22.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Rückschlagklappe wurden Armaturen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KAP,
- Antrieb: Eigenmedium.

### A 2.22.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 4.113 Komponenten gruppenjahre.

### A 2.22.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00598	Keine
01675	Keine

### A 2.22.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.22.1 bis A 2.22.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.22.1: Rückschlagklappe, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	3,9E-08	1,1E-06	1,3E-05	3,2E-06	6,4E-06	11,9
2v3	9,0E-08	2,0E-06	1,7E-05	4,5E-06	7,2E-06	8,7
3v3	5,5E-09	3,6E-07	7,4E-06	1,7E-06	4,6E-06	20,7
2v4	1,3E-07	2,5E-06	1,9E-05	5,1E-06	7,5E-06	7,4
3v4	1,9E-08	8,7E-07	1,1E-05	2,6E-06	5,2E-06	12,6
4v4	7,5E-10	1,2E-07	4,8E-06	1,0E-06	3,4E-06	38,7
2v6	1,5E-07	2,8E-06	1,9E-05	5,4E-06	7,6E-06	7,0

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
3v6	5,4E-08	1,5E-06	1,4E-05	3,6E-06	5,9E-06	9,0
4v6	7,9E-09	6,5E-07	9,3E-06	2,2E-06	4,3E-06	14,3
5v6	5,1E-10	1,5E-07	5,7E-06	1,2E-06	3,3E-06	37,1
6v6	1,2E-11	1,5E-08	2,1E-06	4,8E-07	2,5E-06	134,5
2v8	1,4E-07	2,5E-06	1,8E-05	5,1E-06	7,4E-06	7,3
3v8	6,9E-08	1,8E-06	1,4E-05	3,8E-06	5,8E-06	8,0
4v8	2,3E-08	1,0E-06	1,1E-05	2,6E-06	4,6E-06	10,3
5v8	3,5E-09	5,0E-07	7,9E-06	1,8E-06	3,7E-06	15,8
6v8	2,3E-10	1,6E-07	5,6E-06	1,2E-06	3,0E-06	35,3
7v8	1,0E-11	2,7E-08	3,3E-06	6,6E-07	2,5E-06	119,7
8v8	1,9E-13	2,1E-09	1,1E-06	3,0E-07	1,8E-06	540,7

**Tabelle A 2.22.2: Rückschlagklappe, Ausfallart "öffnet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	7,7E-08	2,2E-06	2,7E-05	6,4E-06	1,3E-05	11,9
2v3	1,8E-07	4,0E-06	3,5E-05	9,0E-06	1,4E-05	8,7
3v3	1,1E-08	7,2E-07	1,5E-05	3,4E-06	9,2E-06	20,7
2v4	2,6E-07	5,0E-06	3,7E-05	1,0E-05	1,5E-05	7,4
3v4	3,8E-08	1,7E-06	2,2E-05	5,3E-06	1,0E-05	12,6
4v4	1,5E-09	2,5E-07	9,6E-06	2,1E-06	6,7E-06	38,7
2v6	2,9E-07	5,5E-06	3,8E-05	1,1E-05	1,5E-05	7,0
3v6	1,1E-07	3,1E-06	2,8E-05	7,2E-06	1,2E-05	9,0
4v6	1,6E-08	1,3E-06	1,9E-05	4,3E-06	8,6E-06	14,3
5v6	1,0E-09	3,1E-07	1,1E-05	2,4E-06	6,5E-06	37,1
6v6	2,4E-11	3,1E-08	4,1E-06	9,7E-07	5,1E-06	134,5
2v8	2,7E-07	5,1E-06	3,7E-05	1,0E-05	1,5E-05	7,3
3v8	1,4E-07	3,6E-06	2,9E-05	7,7E-06	1,2E-05	8,0
4v8	4,6E-08	2,1E-06	2,1E-05	5,3E-06	9,2E-06	10,3
5v8	6,9E-09	1,0E-06	1,6E-05	3,6E-06	7,4E-06	15,8
6v8	4,6E-10	3,2E-07	1,1E-05	2,3E-06	6,0E-06	35,3
7v8	2,0E-11	5,5E-08	6,6E-06	1,3E-06	5,0E-06	119,7
8v8	3,8E-13	4,2E-09	2,3E-06	6,0E-07	3,6E-06	540,7

**Tabelle A 2.22.3: Rückschlagklappe, Ausfallart "öffnet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu-factor
2v2	2,3E-07	6,7E-06	7,9E-05	1,9E-05	3,8E-05	11,9
2v3	5,4E-07	1,2E-05	1,0E-04	2,7E-05	4,3E-05	8,7
3v3	3,3E-08	2,2E-06	4,5E-05	1,0E-05	2,8E-05	20,7
2v4	7,8E-07	1,5E-05	1,1E-04	3,1E-05	4,5E-05	7,4
3v4	1,1E-07	5,2E-06	6,6E-05	1,6E-05	3,1E-05	12,6
4v4	4,5E-09	7,4E-07	2,9E-05	6,2E-06	2,0E-05	38,7
2v6	8,8E-07	1,7E-05	1,2E-04	3,2E-05	4,8E-05	7,0
3v6	3,2E-07	9,3E-06	8,3E-05	2,1E-05	3,5E-05	9,0
4v6	4,7E-08	3,9E-06	5,6E-05	1,3E-05	2,6E-05	14,3
5v6	3,1E-09	9,2E-07	3,4E-05	7,1E-06	2,0E-05	37,1
6v6	7,2E-11	9,2E-08	1,2E-05	2,9E-06	1,5E-05	134,5
2v8	8,2E-07	1,5E-05	1,1E-04	3,0E-05	4,4E-05	7,3
3v8	4,2E-07	1,1E-05	8,6E-05	2,3E-05	3,5E-05	8,0
4v8	1,4E-07	6,2E-06	6,4E-05	1,6E-05	2,8E-05	10,3
5v8	2,1E-08	3,0E-06	4,8E-05	1,1E-05	2,2E-05	15,8
6v8	1,4E-09	9,5E-07	3,3E-05	6,9E-06	1,8E-05	35,3
7v8	6,0E-11	1,7E-07	2,0E-05	4,0E-06	1,5E-05	119,7
8v8	1,1E-12	1,3E-08	6,8E-06	1,8E-06	1,1E-05	540,7

**Tabelle A 2.22.4: Rückschlagklappe, Ausfallart "öffnet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu-factor
2v2	1,0E-06	2,9E-05	3,4E-04	8,4E-05	1,7E-04	11,9
2v3	2,3E-06	5,2E-05	4,5E-04	1,2E-04	1,9E-04	8,7
3v3	1,4E-07	9,3E-06	1,9E-04	4,4E-05	1,2E-04	20,7
2v4	3,4E-06	6,5E-05	4,8E-04	1,3E-04	1,9E-04	7,4
3v4	4,9E-07	2,3E-05	2,9E-04	6,8E-05	1,4E-04	12,7
4v4	1,9E-08	3,2E-06	1,2E-04	2,7E-05	8,7E-05	38,7
2v6	3,8E-06	7,2E-05	5,0E-04	1,4E-04	2,0E-04	7,0
3v6	1,4E-06	4,0E-05	3,6E-04	9,3E-05	1,5E-04	9,0
4v6	2,0E-07	1,7E-05	2,4E-04	5,6E-05	1,1E-04	14,3
5v6	1,3E-08	4,0E-06	1,5E-04	3,1E-05	8,5E-05	37,1
6v6	3,1E-10	4,0E-07	5,4E-05	1,3E-05	6,6E-05	134,5
2v8	3,5E-06	6,6E-05	4,8E-04	1,3E-04	1,9E-04	7,3

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
3v8	1,8E-06	4,7E-05	3,7E-04	1,0E-04	1,5E-04	8,0
4v8	6,0E-07	2,7E-05	2,8E-04	6,9E-05	1,2E-04	10,3
5v8	9,0E-08	1,3E-05	2,1E-04	4,7E-05	9,6E-05	15,8
6v8	6,0E-09	4,1E-06	1,5E-04	3,0E-05	7,8E-05	35,3
7v8	2,6E-10	7,1E-07	8,5E-05	1,7E-05	6,5E-05	119,7
8v8	4,9E-12	5,5E-08	3,0E-05	7,8E-06	4,7E-05	540,7

## A 2.23 WÄRMETAUSCHER, KEINE WÄRMEÜBERTRAGUNG

### A 2.23.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Wärmetauscher wurden Komponenten mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KCA,
- Betriebsmedium: Rohwasser.

### A 2.23.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 733 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.23.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
01067	Schmutzwasser (z.B. Nebenkühlwasser)
01073	Schmutzwasser (z.B. Nebenkühlwasser)
01118	Keine

### A 2.23.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.23.1 bis A 2.23.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.23.1: Wärmetauscher, Ausfallart "keine Wärmeübertragung", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,1E-06	2,0E-05	1,6E-04	4,4E-05	6,9E-05	8,1
2v3	1,8E-06	2,8E-05	1,8E-04	5,1E-05	6,9E-05	6,5
3v3	3,1E-07	9,8E-06	1,1E-04	2,7E-05	5,0E-05	11,2
2v4	1,9E-06	2,8E-05	1,7E-04	5,0E-05	6,5E-05	6,2
3v4	7,8E-07	1,7E-05	1,3E-04	3,5E-05	5,4E-05	7,9
4v4	9,4E-08	5,1E-06	7,9E-05	1,8E-05	4,1E-05	15,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standardab- weichung	Streu- faktor
2v6	1,5E-06	2,3E-05	1,5E-04	4,2E-05	5,6E-05	6,3
3v6	1,1E-06	1,9E-05	1,3E-04	3,6E-05	5,0E-05	6,8
4v6	5,3E-07	1,3E-05	1,0E-04	2,8E-05	4,2E-05	7,9
5v6	1,1E-07	6,5E-06	7,9E-05	1,9E-05	3,5E-05	12,1
6v6	7,0E-09	1,5E-06	4,7E-05	1,0E-05	2,9E-05	30,6
2v8	1,1E-06	1,9E-05	1,3E-04	3,6E-05	4,9E-05	6,8
3v8	9,6E-07	1,7E-05	1,1E-04	3,2E-05	4,4E-05	6,7
4v8	7,1E-07	1,4E-05	1,0E-04	2,8E-05	4,0E-05	7,1
5v8	3,6E-07	1,1E-05	8,8E-05	2,3E-05	3,5E-05	8,4
6v8	9,2E-08	6,5E-06	7,3E-05	1,8E-05	3,2E-05	11,2
7v8	1,1E-08	2,8E-06	5,6E-05	1,2E-05	2,8E-05	20,4
8v8	5,2E-10	4,9E-07	3,2E-05	6,6E-06	2,3E-05	64,4

**Tabelle A 2.23.2: Wärmetauscher, Ausfallart "keine Wärmeübertragung", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standardab- weichung	Streu- faktor
2v2	2,1E-06	4,1E-05	3,3E-04	8,7E-05	1,4E-04	8,1
2v3	3,5E-06	5,5E-05	3,6E-04	1,0E-04	1,4E-04	6,5
3v3	6,2E-07	2,0E-05	2,2E-04	5,3E-05	1,0E-04	11,2
2v4	3,8E-06	5,6E-05	3,5E-04	1,0E-04	1,3E-04	6,2
3v4	1,6E-06	3,3E-05	2,6E-04	7,1E-05	1,6E-04	7,9
4v4	1,9E-07	1,0E-05	1,6E-04	3,7E-05	8,1E-05	15,7
2v6	3,0E-06	4,7E-05	3,0E-04	8,5E-05	1,1E-04	6,3
3v6	2,3E-06	3,8E-05	2,6E-04	7,2E-05	1,0E-04	6,8
4v6	1,1E-06	2,7E-05	2,1E-04	5,6E-05	8,3E-05	7,9
5v6	2,2E-07	1,3E-05	1,6E-04	3,8E-05	7,1E-05	12,1
6v6	1,4E-08	3,1E-06	9,4E-05	2,0E-05	5,8E-05	30,6
2v8	2,1E-06	3,8E-05	2,5E-04	7,2E-05	9,9E-05	6,8
3v8	1,9E-06	3,4E-05	2,3E-04	6,4E-05	8,9E-05	6,7
4v8	1,4E-06	2,8E-05	2,0E-04	5,6E-05	8,0E-05	7,1
5v8	7,3E-07	2,1E-05	1,8E-04	4,6E-05	6,9E-05	8,4
6v8	1,9E-07	1,3E-05	1,5E-04	3,5E-05	6,3E-05	11,2
7v8	2,2E-08	5,5E-06	1,1E-04	2,4E-05	5,5E-05	20,4
8v8	1,0E-09	9,9E-07	6,4E-05	1,3E-05	4,6E-05	64,4

**Tabelle A 2.23.3: Wärmetauscher, Ausfallart "keine Wärmeübertragung", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	6,3E-06	1,2E-04	9,8E-04	2,6E-04	4,1E-04	8,1
2v3	1,1E-05	1,7E-04	1,1E-03	3,1E-04	4,2E-04	6,5
3v3	1,9E-06	5,9E-05	6,5E-04	1,6E-04	3,0E-04	11,2
2v4	1,1E-05	1,7E-04	1,0E-03	3,0E-04	3,9E-04	6,2
3v4	4,7E-06	1,0E-04	7,9E-04	2,1E-04	4,6E-04	7,9
4v4	5,6E-07	3,0E-05	4,8E-04	1,1E-04	2,4E-04	15,7
2v6	9,0E-06	1,4E-04	8,9E-04	2,5E-04	3,3E-04	6,3
3v6	6,8E-06	1,1E-04	7,7E-04	2,2E-04	3,0E-04	6,8
4v6	3,2E-06	7,9E-05	6,2E-04	1,7E-04	2,5E-04	7,9
5v6	6,6E-07	3,9E-05	4,7E-04	1,1E-04	2,1E-04	12,1
6v6	4,2E-08	9,2E-06	2,8E-04	6,1E-05	1,7E-04	30,6
2v8	6,4E-06	1,1E-04	7,6E-04	2,1E-04	3,0E-04	6,8
3v8	5,7E-06	1,0E-04	6,8E-04	1,9E-04	2,7E-04	6,7
4v8	4,3E-06	8,5E-05	6,1E-04	1,7E-04	2,4E-04	7,1
5v8	2,2E-06	6,3E-05	5,3E-04	1,4E-04	2,1E-04	8,4
6v8	5,5E-07	3,9E-05	4,4E-04	1,1E-04	1,9E-04	11,2
7v8	6,5E-08	1,7E-05	3,4E-04	7,3E-05	1,7E-04	20,4
8v8	3,1E-09	3,0E-06	1,9E-04	3,9E-05	1,4E-04	64,4

**Tabelle A 2.23.4: Wärmetauscher, Ausfallart "keine Wärmeübertragung", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,7E-05	5,3E-04	4,3E-03	1,1E-03	1,8E-03	8,1
2v3	4,5E-05	7,2E-04	4,7E-03	1,3E-03	1,9E-03	6,6
3v3	8,0E-06	2,5E-04	2,8E-03	7,0E-04	1,3E-03	11,2
2v4	4,9E-05	7,3E-04	4,5E-03	1,3E-03	1,7E-03	6,2
3v4	2,0E-05	4,3E-04	3,4E-03	9,1E-04	1,5E-03	7,9
4v4	2,4E-06	1,3E-04	2,1E-03	4,8E-04	1,1E-03	15,7
2v6	3,9E-05	6,1E-04	3,8E-03	1,1E-03	1,4E-03	6,3
3v6	2,9E-05	4,9E-04	3,3E-03	9,4E-04	1,3E-03	6,8
4v6	1,4E-05	3,4E-04	2,7E-03	7,3E-04	1,1E-03	7,9
5v6	2,9E-06	1,7E-04	2,1E-03	4,9E-04	9,2E-04	12,1
6v6	1,8E-07	4,0E-05	1,2E-03	2,6E-04	7,5E-04	30,6
2v8	2,8E-05	4,9E-04	3,3E-03	9,3E-04	1,3E-03	6,8

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
3v8	2,5E-05	4,4E-04	3,0E-03	8,4E-04	1,2E-03	6,7
4v8	1,8E-05	3,7E-04	2,6E-03	7,3E-04	1,0E-03	7,1
5v8	9,4E-06	2,7E-04	2,3E-03	6,0E-04	9,0E-04	8,4
6v8	2,4E-06	1,7E-04	1,9E-03	4,6E-04	8,2E-04	11,3
7v8	2,8E-07	7,2E-05	1,5E-03	3,2E-04	7,2E-04	20,4
8v8	1,4E-08	1,3E-05	8,3E-04	1,7E-04	5,9E-04	64,5

## A 2.24 VENTILATOR, STARTET NICHT

### A 2.24.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Ventilator wurden Komponenten mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KNG,
- Antrieb: Motor elektrisch.

### A 2.24.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 1.234 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.24.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00421	Keine
00688	Keine
00691	Keine
01256	Notstromfall

### A 2.24.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.24.1 bis A 2.24.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.24.1: Ventilator, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,1E-06	1,7E-05	1,2E-04	3,4E-05	5,1E-05	7,3
2v3	1,3E-06	1,9E-05	1,2E-04	3,5E-05	4,6E-05	6,2
3v3	5,0E-07	9,7E-06	8,8E-05	2,3E-05	3,9E-05	9,0
2v4	1,3E-06	1,9E-05	1,1E-04	3,3E-05	4,3E-05	6,1
3v4	6,9E-07	1,2E-05	9,0E-05	2,5E-05	3,6E-05	7,2

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
4v4	2,4E-07	6,1E-06	6,7E-05	1,7E-05	3,3E-05	11,0
2v6	9,7E-07	1,5E-05	9,5E-05	2,8E-05	3,8E-05	6,3
3v6	8,1E-07	1,3E-05	8,2E-05	2,4E-05	3,5E-05	6,4
4v6	4,6E-07	9,5E-06	7,0E-05	1,9E-05	2,8E-05	7,4
5v6	2,0E-07	6,0E-06	5,7E-05	1,5E-05	2,5E-05	9,6
6v6	5,4E-08	2,9E-06	4,3E-05	1,0E-05	2,3E-05	14,8
2v8	6,5E-07	1,2E-05	8,1E-05	2,3E-05	3,1E-05	6,7
3v8	6,6E-07	1,1E-05	7,4E-05	2,1E-05	2,8E-05	6,6
4v8	5,2E-07	9,6E-06	6,6E-05	1,8E-05	2,5E-05	6,9
5v8	3,1E-07	7,5E-06	5,8E-05	1,6E-05	2,3E-05	7,7
6v8	1,6E-07	5,2E-06	5,1E-05	1,3E-05	2,1E-05	9,7
7v8	6,3E-08	3,2E-06	4,2E-05	9,9E-06	1,9E-05	13,3
8v8	1,2E-08	1,7E-06	3,2E-05	7,4E-06	1,9E-05	18,3

**Tabelle A 2.24.2: Ventilator, Ausfallart "startet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,1E-06	3,4E-05	2,5E-04	6,8E-05	1,0E-04	7,3
2v3	2,6E-06	3,9E-05	2,4E-04	7,0E-05	9,2E-05	6,2
3v3	1,0E-06	1,9E-05	1,8E-04	4,6E-05	7,7E-05	9,0
2v4	2,6E-06	3,7E-05	2,2E-04	6,6E-05	8,6E-05	6,1
3v4	1,4E-06	2,5E-05	1,8E-04	5,0E-05	7,1E-05	7,2
4v4	4,8E-07	1,2E-05	1,3E-04	3,3E-05	6,5E-05	11,0
2v6	1,9E-06	3,0E-05	1,9E-04	5,5E-05	7,3E-05	6,3
3v6	1,6E-06	2,6E-05	1,6E-04	4,7E-05	7,3E-05	6,4
4v6	9,2E-07	1,9E-05	1,4E-04	3,8E-05	5,6E-05	7,4
5v6	4,0E-07	1,2E-05	1,1E-04	2,9E-05	5,0E-05	9,6
6v6	1,1E-07	5,8E-06	8,6E-05	2,0E-05	4,6E-05	14,8
2v8	1,3E-06	2,4E-05	1,6E-04	4,5E-05	6,2E-05	6,7
3v8	1,3E-06	2,2E-05	1,5E-04	4,2E-05	5,7E-05	6,6
4v8	1,0E-06	1,9E-05	1,3E-04	3,7E-05	5,1E-05	6,9
5v8	6,1E-07	1,5E-05	1,2E-04	3,1E-05	4,7E-05	7,7
6v8	3,1E-07	1,0E-05	1,0E-04	2,6E-05	4,2E-05	9,7
7v8	1,3E-07	6,3E-06	8,4E-05	2,0E-05	3,8E-05	13,3
8v8	2,4E-08	3,5E-06	6,4E-05	1,5E-05	3,8E-05	18,3

**Tabelle A 2.24.3: Ventilator, Ausfallart "startet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	6,4E-06	1,0E-04	7,5E-04	2,0E-04	3,1E-04	7,3
2v3	7,9E-06	1,2E-04	7,2E-04	2,1E-04	2,8E-04	6,2
3v3	3,0E-06	5,8E-05	5,3E-04	1,4E-04	2,4E-04	9,0
2v4	7,8E-06	1,1E-04	6,7E-04	2,0E-04	2,6E-04	6,1
3v4	4,1E-06	7,5E-05	5,4E-04	1,5E-04	2,1E-04	7,2
4v4	1,5E-06	3,7E-05	4,0E-04	9,9E-05	1,9E-04	11,0
2v6	5,8E-06	9,1E-05	5,7E-04	1,7E-04	2,2E-04	6,3
3v6	4,9E-06	7,7E-05	4,9E-04	1,4E-04	2,2E-04	6,4
4v6	2,8E-06	5,7E-05	4,2E-04	1,1E-04	1,7E-04	7,5
5v6	1,2E-06	3,6E-05	3,4E-04	8,7E-05	1,5E-04	9,6
6v6	3,2E-07	1,8E-05	2,6E-04	6,1E-05	1,4E-04	14,8
2v8	3,9E-06	7,2E-05	4,9E-04	1,4E-04	1,9E-04	6,7
3v8	4,0E-06	6,7E-05	4,4E-04	1,2E-04	1,7E-04	6,6
4v8	3,1E-06	5,8E-05	4,0E-04	1,1E-04	1,5E-04	6,9
5v8	1,8E-06	4,5E-05	3,5E-04	9,4E-05	1,4E-04	7,7
6v8	9,3E-07	3,1E-05	3,0E-04	7,7E-05	1,3E-04	9,7
7v8	3,8E-07	1,9E-05	2,5E-04	5,9E-05	1,2E-04	13,3
8v8	7,2E-08	1,0E-05	1,9E-04	4,4E-05	1,1E-04	18,3

**Tabelle A 2.24.4: Ventilator, Ausfallart "startet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,8E-05	4,5E-04	3,2E-03	8,9E-04	1,3E-03	7,3
2v3	3,4E-05	5,0E-04	3,1E-03	9,1E-04	1,2E-03	6,2
3v3	1,3E-05	2,5E-04	2,3E-03	5,9E-04	1,0E-03	9,0
2v4	3,4E-05	4,8E-04	2,9E-03	8,6E-04	1,1E-03	6,1
3v4	1,8E-05	3,2E-04	2,3E-03	6,5E-04	9,3E-04	7,2
4v4	6,3E-06	1,6E-04	1,8E-03	4,3E-04	8,1E-04	11,0
2v6	2,5E-05	4,0E-04	2,5E-03	7,2E-04	9,5E-04	6,3
3v6	2,1E-05	3,3E-04	2,1E-03	6,2E-04	9,0E-04	6,4
4v6	1,2E-05	2,5E-04	1,8E-03	5,0E-04	7,2E-04	7,5
5v6	5,2E-06	1,5E-04	1,5E-03	3,8E-04	6,5E-04	9,6
6v6	1,4E-06	7,6E-05	1,1E-03	2,6E-04	5,9E-04	14,8
2v8	1,7E-05	3,1E-04	2,1E-03	5,9E-04	8,1E-04	6,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
3v8	1,7E-05	2,9E-04	1,9E-03	5,4E-04	7,4E-04	6,6
4v8	1,3E-05	2,5E-04	1,7E-03	4,8E-04	6,6E-04	6,9
5v8	8,0E-06	2,0E-04	1,5E-03	4,1E-04	6,3E-04	7,7
6v8	4,0E-06	1,4E-04	1,3E-03	3,3E-04	5,5E-04	9,7
7v8	1,6E-06	8,2E-05	1,1E-03	2,6E-04	5,0E-04	13,3
8v8	3,1E-07	4,5E-05	8,3E-04	1,9E-04	5,0E-04	18,3

## A 2.25 VENTILATOR, BETRIEBSVERSAGEN

### A 2.25.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Ventilator wurden Komponenten mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KNG,
- Antrieb: Motor elektrisch.

### A 2.25.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt, da für den Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 keine Ereignisse vorgelegen haben. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 649 Komponentengruppenjahre.

### A 2.25.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00759	Keine
00928	Keine
00966	Keine

### A 2.25.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in der Tabelle A 2.25.1 aufgeführt.

**Tabelle A 2.25.1: Ventilator, Ausfallart "Betriebsversagen",  
Ausfallraten in 1/h**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	2,3E-09	5,3E-08	4,7E-07	1,2E-07	2,0E-07	9,0
2v3	4,5E-09	7,9E-08	5,5E-07	1,5E-07	2,1E-07	7,0
3v3	5,6E-10	2,3E-08	3,1E-07	7,2E-08	1,5E-07	13,7
2v4	5,7E-09	8,7E-08	5,4E-07	1,6E-07	2,1E-07	6,2
3v4	1,5E-09	4,3E-08	3,7E-07	9,8E-08	1,6E-07	8,7
4v4	1,3E-10	1,0E-08	2,0E-07	4,6E-08	1,2E-07	20,0

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standardab- weichung	Streu faktor
2v6	5,3E-09	8,2E-08	5,1E-07	1,5E-07	1,9E-07	6,2
3v6	3,0E-09	5,8E-08	4,1E-07	1,1E-07	1,6E-07	7,1
4v6	9,1E-10	3,3E-08	3,1E-07	7,9E-08	1,3E-07	9,2
5v6	1,3E-10	1,4E-08	2,3E-07	5,1E-08	1,0E-07	16,1
6v6	5,6E-12	2,5E-09	1,2E-07	2,5E-08	8,4E-08	48,4
2v8	4,4E-09	7,0E-08	4,5E-07	1,3E-07	1,7E-07	6,4
3v8	3,2E-09	5,8E-08	3,9E-07	1,1E-07	1,5E-07	6,6
4v8	1,8E-09	4,3E-08	3,2E-07	8,8E-08	1,9E-07	7,6
5v8	5,7E-10	2,7E-08	2,6E-07	6,6E-08	1,1E-07	9,7
6v8	9,4E-11	1,4E-08	2,0E-07	4,7E-08	9,5E-08	14,5
7v8	8,0E-12	4,7E-09	1,5E-07	3,1E-08	7,6E-08	31,4
8v8	2,8E-13	6,6E-10	7,8E-08	1,7E-08	6,9E-08	118,8

## A 2.26 KREISELPUMPE, STARTET NICHT

### A 2.26.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Kreiselpumpe wurden Pumpen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KPA

### A 2.26.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 1.618 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.26.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00435	Keine
00437	Keine
00542	Keine
00687	Keine
00689	Expertenschätzung für mehr als 2-strängige Systeme
	Bewertung für 2-strängige Systeme
00692	Expertenschätzung für mehr als 2-strängige Systeme
	Bewertung für 2-strängige Systeme
00733	Keine
01264	Keine

GVA-Nr.	Randbedingung
01423	Notstromfall
01449	Keine
01453	Keine
01454	Keine
01536	Keine
01572	Keine
01659	Keine
01683	Keine
01724	Keine

#### A 2.26.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.26.1 bis A 2.26.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.26.1: Kreiselpumpe, Ausfallart "startet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	5,9E-06	6,9E-05	3,3E-04	1,1E-04	1,3E-04	4,8
2v3	6,6E-06	7,4E-05	3,3E-04	1,1E-04	1,1E-04	4,5
3v3	3,5E-06	4,3E-05	2,3E-04	7,0E-05	8,4E-05	5,4
2v4	6,4E-06	7,3E-05	3,2E-04	1,1E-04	1,1E-04	4,4
3v4	3,9E-06	4,7E-05	2,2E-04	7,1E-05	7,7E-05	4,7
4v4	1,7E-06	2,1E-05	1,3E-04	3,8E-05	5,0E-05	6,0
2v6	5,8E-06	6,5E-05	2,9E-04	9,5E-05	1,1E-04	4,4
3v6	4,5E-06	5,1E-05	2,3E-04	7,6E-05	8,0E-05	4,6
4v6	3,1E-06	3,7E-05	1,8E-04	5,7E-05	6,2E-05	4,8
5v6	1,8E-06	2,3E-05	1,3E-04	3,8E-05	4,6E-05	5,5
6v6	6,9E-07	1,1E-05	8,0E-05	2,2E-05	3,3E-05	7,5
2v8	4,8E-06	5,6E-05	2,5E-04	8,2E-05	8,6E-05	4,5
3v8	4,2E-06	4,8E-05	2,2E-04	7,1E-05	7,5E-05	4,6
4v8	3,4E-06	3,9E-05	1,8E-04	5,9E-05	6,3E-05	4,6
5v8	2,5E-06	3,0E-05	1,5E-04	4,7E-05	6,4E-05	4,9
6v8	1,7E-06	2,1E-05	1,2E-04	3,5E-05	4,2E-05	5,4
7v8	9,1E-07	1,3E-05	8,6E-05	2,5E-05	4,1E-05	6,4
8v8	3,4E-07	6,2E-06	5,7E-05	1,5E-05	2,5E-05	9,2

**Tabelle A 2.26.2: Kreiselpumpe, Ausfallart "startet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,2E-05	1,4E-04	6,6E-04	2,1E-04	2,5E-04	4,8
2v3	1,3E-05	1,5E-04	6,6E-04	2,2E-04	2,3E-04	4,5
3v3	7,0E-06	8,5E-05	4,6E-04	1,4E-04	1,7E-04	5,4
2v4	1,3E-05	1,5E-04	6,5E-04	2,1E-04	2,2E-04	4,4
3v4	7,8E-06	9,3E-05	4,4E-04	1,4E-04	1,6E-04	4,7
4v4	3,3E-06	4,3E-05	2,6E-04	7,6E-05	1,0E-04	6,0
2v6	1,2E-05	1,3E-04	5,8E-04	1,9E-04	2,3E-04	4,4
3v6	9,0E-06	1,0E-04	4,7E-04	1,5E-04	1,6E-04	4,6
4v6	6,2E-06	7,3E-05	3,5E-04	1,1E-04	1,2E-04	4,8
5v6	3,6E-06	4,6E-05	2,5E-04	7,6E-05	9,2E-05	5,5
6v6	1,4E-06	2,1E-05	1,6E-04	4,4E-05	6,5E-05	7,5
2v8	9,6E-06	1,1E-04	5,0E-04	1,6E-04	1,7E-04	4,5
3v8	8,4E-06	9,5E-05	4,4E-04	1,4E-04	1,5E-04	4,6
4v8	6,7E-06	7,9E-05	3,7E-04	1,2E-04	1,3E-04	4,6
5v8	5,0E-06	6,1E-05	2,9E-04	9,5E-05	1,8E-04	4,9
6v8	3,3E-06	4,3E-05	2,3E-04	7,1E-05	8,3E-05	5,4
7v8	1,8E-06	2,7E-05	1,7E-04	4,9E-05	7,2E-05	6,4
8v8	6,7E-07	1,2E-05	1,1E-04	2,9E-05	5,0E-05	9,2

**Tabelle A 2.26.3: Kreiselpumpe, Ausfallart "startet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	3,5E-05	4,1E-04	2,0E-03	6,4E-04	7,8E-04	4,8
2v3	3,9E-05	4,4E-04	2,0E-03	6,5E-04	6,9E-04	4,5
3v3	2,1E-05	2,6E-04	1,4E-03	4,2E-04	5,0E-04	5,4
2v4	3,8E-05	4,4E-04	1,9E-03	6,4E-04	6,7E-04	4,4
3v4	2,3E-05	2,8E-04	1,3E-03	4,3E-04	4,7E-04	4,7
4v4	1,0E-05	1,3E-04	7,8E-04	2,3E-04	3,2E-04	6,0
2v6	3,4E-05	3,9E-04	1,7E-03	5,7E-04	6,8E-04	4,4
3v6	2,7E-05	3,1E-04	1,4E-03	4,6E-04	4,8E-04	4,6
4v6	1,8E-05	2,2E-04	1,1E-03	3,4E-04	3,7E-04	4,8
5v6	1,1E-05	1,4E-04	7,6E-04	2,3E-04	2,8E-04	5,5
6v6	4,1E-06	6,4E-05	4,8E-04	1,3E-04	2,0E-04	7,5
2v8	2,9E-05	3,4E-04	1,5E-03	5,0E-04	5,1E-04	4,5

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
3v8	2,5E-05	2,9E-04	1,3E-03	4,3E-04	4,5E-04	4,6
4v8	2,0E-05	2,4E-04	1,1E-03	3,6E-04	3,8E-04	4,6
5v8	1,5E-05	1,8E-04	8,8E-04	2,8E-04	4,6E-04	4,9
6v8	1,0E-05	1,3E-04	7,0E-04	2,1E-04	2,5E-04	5,4
7v8	5,4E-06	8,1E-05	5,1E-04	1,5E-04	2,1E-04	6,4
8v8	2,0E-06	3,7E-05	3,4E-04	8,8E-05	1,5E-04	9,2

**Tabelle A 2.26.4: Kreiselpumpe, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,5E-04	1,8E-03	8,6E-03	2,8E-03	3,2E-03	4,8
2v3	1,7E-04	1,9E-03	8,6E-03	2,8E-03	3,0E-03	4,5
3v3	9,1E-05	1,1E-03	6,0E-03	1,8E-03	2,2E-03	5,4
2v4	1,7E-04	1,9E-03	8,4E-03	2,8E-03	2,9E-03	4,5
3v4	1,0E-04	1,2E-03	5,8E-03	1,8E-03	2,0E-03	4,8
4v4	4,3E-05	5,6E-04	3,4E-03	9,9E-04	1,3E-03	6,0
2v6	1,5E-04	1,7E-03	7,5E-03	2,5E-03	2,6E-03	4,4
3v6	1,2E-04	1,3E-03	6,1E-03	2,0E-03	2,1E-03	4,6
4v6	8,0E-05	9,6E-04	4,6E-03	1,5E-03	1,6E-03	4,8
5v6	4,7E-05	6,0E-04	3,3E-03	9,9E-04	1,2E-03	5,5
6v6	1,8E-05	2,8E-04	2,1E-03	5,7E-04	8,5E-04	7,5
2v8	1,2E-04	1,5E-03	6,5E-03	2,1E-03	2,2E-03	4,5
3v8	1,1E-04	1,2E-03	5,7E-03	1,9E-03	1,9E-03	4,6
4v8	8,7E-05	1,0E-03	4,8E-03	1,5E-03	1,6E-03	4,6
5v8	6,5E-05	7,9E-04	3,8E-03	1,2E-03	1,5E-03	4,9
6v8	4,3E-05	5,6E-04	3,0E-03	9,2E-04	1,1E-03	5,4
7v8	2,4E-05	3,5E-04	2,2E-03	6,4E-04	9,1E-04	6,4
8v8	8,7E-06	1,6E-04	1,5E-03	3,8E-04	6,5E-04	9,2

## A 2.27 KREISELPUMPE, BETRIEBSVERSAGEN

### A 2.27.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Kreiselpumpe wurden Pumpen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KPA

### A 2.27.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 140 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.27.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00247	Tauchpumpen
00478	Keine
00693	Keine
00813	Keine
01025	Tauchpumpen
01107	Schmutzwasser (z.B. Nebenkühlwasser)
01144	Aufstellung in einem Raum
01250	Keine
01266	Keine
01481	Aufstellung in einer gemeinsamen Pumpenkammer (begrenzt Volumen)
01588	Anforderung aus Reaktorschutz
01665	Keine
01701	Kein EVA Ereignis
01779	Keine
01783	Keine
01790	Keine

### A 2.27.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in der Tabelle A 2.27.1 aufgeführt.

**Tabelle A 2.27.1: Kreiselpumpe, Ausfallart "Betriebsversagen", Ausfallraten in 1/h**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,7E-07	2,0E-06	9,8E-06	3,1E-06	3,6E-06	4,9
2v3	1,8E-07	2,0E-06	9,0E-06	3,0E-06	3,1E-06	4,5
3v3	1,1E-07	1,3E-06	6,9E-06	2,1E-06	2,6E-06	5,4
2v4	1,7E-07	1,9E-06	8,8E-06	2,9E-06	3,0E-06	4,5
3v4	1,2E-07	1,4E-06	6,6E-06	2,1E-06	2,3E-06	4,8
4v4	6,8E-08	9,2E-07	5,4E-06	1,6E-06	2,0E-06	5,9
2v6	1,5E-07	1,6E-06	7,4E-06	2,5E-06	2,6E-06	4,5
3v6	1,1E-07	1,4E-06	6,4E-06	2,1E-06	2,2E-06	4,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
4v6	8,8E-08	1,0E-06	5,0E-06	1,6E-06	1,8E-06	4,8
5v6	5,6E-08	7,3E-07	4,1E-06	1,2E-06	1,5E-06	5,5
6v6	3,2E-08	5,3E-07	3,9E-06	1,1E-06	1,6E-06	7,3
2v8	1,2E-07	1,4E-06	6,6E-06	2,1E-06	2,3E-06	4,7
3v8	1,1E-07	1,2E-06	5,8E-06	1,9E-06	2,5E-06	4,7
4v8	8,6E-08	1,0E-06	5,0E-06	1,6E-06	1,8E-06	4,8
5v8	7,1E-08	8,4E-07	4,1E-06	1,3E-06	1,5E-06	4,9
6v8	4,9E-08	6,4E-07	3,4E-06	1,0E-06	1,3E-06	5,3
7v8	3,3E-08	4,7E-07	2,9E-06	8,4E-07	1,1E-06	6,2
8v8	1,5E-08	3,5E-07	3,2E-06	8,2E-07	1,3E-06	9,0

## A 2.28 DIESELAGGREGAT, STARTET NICHT

### A 2.28.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Diesellaggregat wurden Diesellaggregate mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: MMD,
- Antrieb: Dieselmotor.

### A 2.28.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 573 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.28.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00363	Keine
00453	Keine
00532	Keine
00548	Keine
00764	Keine
01265	Keine
01514	Keine
01523	Keine
01555	Keine
01609	Keine
01636	Keine
01706	Keine

GVA-Nr.	Randbedingung
01707	Keine
01712	Keine

#### A 2.28.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.28.1 bis A 2.28.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.28.1: Diesellaggregat, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,3E-05	1,5E-04	7,4E-04	2,3E-04	2,6E-04	4,9
2v3	1,6E-05	1,8E-04	8,1E-04	2,7E-04	2,8E-04	4,5
3v3	6,8E-06	8,5E-05	4,7E-04	1,4E-04	1,9E-04	5,6
2v4	1,6E-05	1,8E-04	7,9E-04	2,6E-04	2,7E-04	4,4
3v4	9,8E-06	1,2E-04	5,7E-04	1,8E-04	2,0E-04	4,8
4v4	3,9E-06	5,3E-05	3,4E-04	9,8E-05	1,3E-04	6,4
2v5	1,5E-05	1,7E-04	7,4E-04	2,5E-04	2,6E-04	4,4
3v5	1,1E-05	1,3E-04	5,9E-04	1,9E-04	2,1E-04	4,7
4v5	6,8E-06	8,1E-05	4,2E-04	1,3E-04	1,9E-04	5,2
5v5	2,3E-06	3,6E-05	2,6E-04	7,2E-05	1,1E-04	7,3
2v6	1,4E-05	1,5E-04	7,0E-04	2,3E-04	2,4E-04	4,6
3v6	1,1E-05	1,3E-04	5,8E-04	1,9E-04	2,4E-04	4,6
4v6	7,9E-06	9,3E-05	4,5E-04	1,4E-04	1,6E-04	4,8
5v6	4,6E-06	5,9E-05	3,3E-04	9,9E-05	1,2E-04	5,5
6v6	1,4E-06	2,5E-05	2,2E-04	5,6E-05	9,0E-05	8,6

**Tabelle A 2.28.2: Diesellaggregat, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,6E-05	3,0E-04	1,5E-03	4,7E-04	5,4E-04	4,9
2v3	3,3E-05	3,6E-04	1,6E-03	5,4E-04	5,6E-04	4,5
3v3	1,4E-05	1,7E-04	9,5E-04	2,9E-04	3,8E-04	5,6
2v4	3,2E-05	3,6E-04	1,6E-03	5,2E-04	5,4E-04	4,4
3v4	2,0E-05	2,3E-04	1,1E-03	3,6E-04	4,0E-04	4,8
4v4	7,8E-06	1,1E-04	6,8E-04	2,0E-04	2,7E-04	6,4
2v5	2,9E-05	3,4E-04	1,5E-03	4,9E-04	5,1E-04	4,4
3v5	2,2E-05	2,5E-04	1,2E-03	3,8E-04	4,1E-04	4,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
4v5	1,4E-05	1,6E-04	8,3E-04	2,6E-04	3,6E-04	5,2
5v5	4,5E-06	7,2E-05	5,3E-04	1,4E-04	2,2E-04	7,3
2v6	2,7E-05	3,1E-04	1,4E-03	4,6E-04	4,8E-04	4,6
3v6	2,2E-05	2,5E-04	1,2E-03	3,8E-04	4,6E-04	4,6
4v6	1,6E-05	1,9E-04	9,0E-04	2,9E-04	3,1E-04	4,8
5v6	9,1E-06	1,2E-04	6,5E-04	2,0E-04	2,4E-04	5,5
6v6	2,7E-06	5,0E-05	4,3E-04	1,1E-04	1,8E-04	8,6

**Tabelle A 2.28.3: Diesellaggregat, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	7,7E-05	9,0E-04	4,4E-03	1,4E-03	1,6E-03	4,9
2v3	9,7E-05	1,1E-03	4,9E-03	1,6E-03	1,7E-03	4,5
3v3	4,0E-05	5,1E-04	2,9E-03	8,6E-04	1,1E-03	5,6
2v4	9,6E-05	1,1E-03	4,8E-03	1,6E-03	1,6E-03	4,4
3v4	5,8E-05	7,0E-04	3,4E-03	1,1E-03	1,2E-03	4,8
4v4	2,3E-05	3,2E-04	2,0E-03	5,9E-04	8,0E-04	6,4
2v5	8,7E-05	1,0E-03	4,4E-03	1,5E-03	1,5E-03	4,4
3v5	6,6E-05	7,6E-04	3,5E-03	1,1E-03	1,2E-03	4,7
4v5	4,1E-05	4,8E-04	2,5E-03	7,8E-04	9,1E-04	5,2
5v5	1,4E-05	2,2E-04	1,6E-03	4,4E-04	6,5E-04	7,3
2v6	8,1E-05	9,3E-04	4,2E-03	1,4E-03	1,4E-03	4,6
3v6	6,5E-05	7,5E-04	3,5E-03	1,1E-03	1,4E-03	4,6
4v6	4,7E-05	5,6E-04	2,7E-03	8,6E-04	9,5E-04	4,8
5v6	2,7E-05	3,6E-04	2,0E-03	5,9E-04	7,2E-04	5,5
6v6	8,1E-06	1,5E-04	1,3E-03	3,4E-04	5,4E-04	8,6

**Tabelle A 2.28.4: Diesellaggregat, Ausfallart "startet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	3,3E-04	3,9E-03	1,9E-02	6,1E-03	6,8E-03	4,9
2v3	4,2E-04	4,7E-03	2,1E-02	7,0E-03	7,3E-03	4,5
3v3	1,7E-04	2,2E-03	1,2E-02	3,7E-03	4,6E-03	5,6
2v4	4,1E-04	4,6E-03	2,1E-02	6,8E-03	7,0E-03	4,4
3v4	2,5E-04	3,0E-03	1,5E-02	4,7E-03	5,2E-03	4,9

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
4v4	1,0E-04	1,4E-03	8,9E-03	2,5E-03	3,5E-03	6,4
2v5	3,7E-04	4,4E-03	1,9E-02	6,4E-03	6,7E-03	4,4
3v5	2,8E-04	3,3E-03	1,5E-02	5,0E-03	5,3E-03	4,7
4v5	1,8E-04	2,1E-03	1,1E-02	3,4E-03	3,9E-03	5,2
5v5	5,8E-05	9,4E-04	6,9E-03	1,9E-03	2,8E-03	7,3
2v6	3,5E-04	4,0E-03	1,8E-02	6,0E-03	6,3E-03	4,6
3v6	2,8E-04	3,3E-03	1,5E-02	4,9E-03	5,2E-03	4,6
4v6	2,0E-04	2,4E-03	1,2E-02	3,7E-03	4,1E-03	4,8
5v6	1,2E-04	1,5E-03	8,5E-03	2,6E-03	3,1E-03	5,5
6v6	3,5E-05	6,5E-04	5,6E-03	1,5E-03	2,3E-03	8,6

## A 2.29 DIESELAGGREGAT, BETRIEBSVERSAGEN

### A 2.29.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Dieselaggregat wurden Dieselaggregate mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: MMD
- Antrieb: Dieselmotor

### A 2.29.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 2 Komponentengruppenjahre.

### A 2.29.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00238	Keine
00386	Keine
00405	Diesel mit nach außen führenden Ölleitungen
00543	Keine
00551	Anforderung aus Reaktorschutz
00580	Keine
00718	Keine
00837	Keine
01146	Keine
01228	Keine
01253	Keine

GVA-Nr.	Randbedingung
01447	Keine
01594	Keine
01644	Keine

### A 2.29.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in der Tabelle A 2.29.1 aufgeführt.

**Tabelle A 2.29.1: Diesellaggregat, Ausfallart "Betriebsversagen"**  
Ausfallraten in 1/h

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	7,3E-06	8,9E-05	4,8E-04	1,5E-04	1,7E-04	5,4
2v3	1,0E-05	1,2E-04	5,7E-04	1,8E-04	2,0E-04	4,8
3v3	3,4E-06	4,6E-05	3,0E-04	8,5E-05	1,1E-04	6,4
2v4	1,1E-05	1,3E-04	5,9E-04	1,9E-04	2,1E-04	4,6
3v4	6,1E-06	7,2E-05	3,7E-04	1,2E-04	1,4E-04	5,2
4v4	1,6E-06	2,6E-05	2,0E-04	5,5E-05	8,2E-05	7,7
2v5	1,1E-05	1,3E-04	5,7E-04	1,9E-04	2,0E-04	4,5
3v5	7,1E-06	8,4E-05	4,1E-04	1,3E-04	1,4E-04	4,8
4v5	3,5E-06	4,6E-05	2,7E-04	8,0E-05	1,0E-04	5,8
5v5	8,0E-07	1,6E-05	1,5E-04	4,0E-05	6,8E-05	9,4
2v6	1,1E-05	1,2E-04	5,6E-04	1,8E-04	1,9E-04	4,5
3v6	7,2E-06	8,7E-05	4,2E-04	1,3E-04	1,7E-04	4,8
4v6	4,8E-06	5,8E-05	3,0E-04	9,3E-05	1,1E-04	5,2
5v6	2,1E-06	3,2E-05	2,1E-04	5,9E-05	7,9E-05	6,4
6v6	4,2E-07	1,1E-05	1,2E-04	3,0E-05	6,0E-05	11,5

## A 2.30 MESSROHRLEITUNG, VERSTOPFUNG

### A 2.30.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Messrohrleitung wurden Rohrleitungen mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: MRA,
- Funktion: Messrohrleitung für Druckmessumformer.

### A 2.30.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 7.072 Komponentenjahre.

### A 2.30.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00240	Keine anforderungsgerechte Funktionsprüfung nach jeder Instandhaltung
00252	Anlagenzustände nach Anfahrprüfung
00255	Keine
00349	Keine anforderungsgerechte Funktionsprüfung nach jeder Instandhaltung
00433	Keine
00612	Schmutz- bzw. Rohwassersysteme (z.B. Feuerlöschwasser), die nicht regelmäßig (z.B. jährlich versetzt) gespült werden
00707	Keine anforderungsgerechte Funktionsprüfung nach jeder Instandhaltung
01148	Keine
01534	Keine
01545	Anlagenzustand: Leistungsbetrieb
01749	Reaktorschutz-Messung

### A 2.30.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.30.1 bis A 2.30.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.30.1: Messrohrleitung, Ausfallart "Verstopfung", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	6,7E-07	8,1E-06	4,3E-05	1,3E-05	1,6E-05	5,3
2v3	7,3E-07	8,8E-06	4,2E-05	1,3E-05	1,5E-05	4,8
3v3	3,8E-07	4,9E-06	3,0E-05	8,7E-06	1,1E-05	6,0
2v4	7,1E-07	8,1E-06	3,9E-05	1,2E-05	1,3E-05	4,8
3v4	5,0E-07	6,1E-06	3,1E-05	9,6E-06	1,1E-05	5,0
4v4	2,1E-07	3,2E-06	2,3E-05	6,3E-06	9,2E-06	7,0
2v6	5,4E-07	6,3E-06	3,1E-05	9,8E-06	1,1E-05	5,0
3v6	4,9E-07	5,7E-06	2,9E-05	9,0E-06	1,0E-05	5,0
4v6	3,8E-07	4,7E-06	2,4E-05	7,5E-06	8,6E-06	5,2
5v6	2,4E-07	3,3E-06	1,9E-05	5,8E-06	7,4E-06	5,8
6v6	8,0E-08	1,6E-06	1,5E-05	3,9E-06	6,8E-06	9,4
2v9	3,5E-07	4,4E-06	2,3E-05	7,2E-06	8,4E-06	5,2
3v9	3,6E-07	4,4E-06	2,3E-05	7,0E-06	8,1E-06	5,2
4v9	3,5E-07	4,2E-06	2,1E-05	6,7E-06	7,7E-06	5,1
5v9	3,0E-07	3,7E-06	2,0E-05	6,1E-06	7,1E-06	5,3
6v9	2,4E-07	3,1E-06	1,7E-05	5,2E-06	6,4E-06	5,5

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
7v9	1,7E-07	2,4E-06	1,5E-05	4,3E-06	5,5E-06	6,0
8v9	8,5E-08	1,6E-06	1,2E-05	3,3E-06	4,9E-06	7,6
9v9	1,8E-08	6,7E-07	9,9E-06	2,3E-06	4,9E-06	14,8
2v12	2,5E-07	3,3E-06	1,8E-05	5,5E-06	6,7E-06	5,6
3v12	2,5E-07	3,3E-06	1,8E-05	5,5E-06	6,9E-06	5,5
4v12	2,8E-07	3,3E-06	1,8E-05	5,5E-06	6,5E-06	5,4
5v12	2,7E-07	3,3E-06	1,8E-05	5,4E-06	6,3E-06	5,3
6v12	2,5E-07	3,1E-06	1,7E-05	5,0E-06	5,9E-06	5,3
7v12	2,1E-07	2,7E-06	1,5E-05	4,5E-06	5,5E-06	5,5
8v12	1,6E-07	2,3E-06	1,3E-05	4,0E-06	5,2E-06	5,9
9v12	1,2E-07	1,8E-06	1,2E-05	3,4E-06	4,5E-06	6,4
10v12	7,4E-08	1,4E-06	1,0E-05	2,8E-06	4,2E-06	7,6
11v12	3,0E-08	8,8E-07	9,0E-06	2,2E-06	3,8E-06	10,2
12v12	4,1E-09	3,1E-07	7,7E-06	1,6E-06	4,1E-06	24,5

**Tabelle A 2.30.2: Messrohrleitung, Ausfallart "Verstopfung",  
Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,3E-06	1,6E-05	8,6E-05	2,6E-05	3,1E-05	5,3
2v3	1,5E-06	1,8E-05	8,4E-05	2,7E-05	2,9E-05	4,8
3v3	7,6E-07	9,9E-06	5,9E-05	1,7E-05	2,2E-05	6,0
2v4	1,4E-06	1,6E-05	7,8E-05	2,5E-05	2,7E-05	4,8
3v4	1,0E-06	1,2E-05	6,1E-05	1,9E-05	2,2E-05	5,0
4v4	4,3E-07	6,4E-06	4,5E-05	1,3E-05	1,8E-05	7,0
2v6	1,1E-06	1,3E-05	6,2E-05	2,0E-05	2,6E-05	5,0
3v6	9,7E-07	1,1E-05	5,7E-05	1,8E-05	2,0E-05	5,0
4v6	7,6E-07	9,4E-06	4,9E-05	1,5E-05	1,7E-05	5,2
5v6	4,9E-07	6,6E-06	3,9E-05	1,2E-05	1,5E-05	5,8
6v6	1,6E-07	3,2E-06	3,0E-05	7,8E-06	1,4E-05	9,4
2v9	7,1E-07	8,9E-06	4,6E-05	1,4E-05	1,7E-05	5,2
3v9	7,1E-07	8,8E-06	4,6E-05	1,4E-05	1,6E-05	5,2
4v9	6,9E-07	8,5E-06	4,3E-05	1,3E-05	1,5E-05	5,1
5v9	6,1E-07	7,5E-06	3,9E-05	1,2E-05	1,4E-05	5,3
6v9	4,9E-07	6,2E-06	3,4E-05	1,0E-05	1,6E-05	5,5
7v9	3,3E-07	4,8E-06	2,9E-05	8,5E-06	1,1E-05	6,0
8v9	1,7E-07	3,2E-06	2,5E-05	6,6E-06	9,7E-06	7,6

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
9v9	3,7E-08	1,3E-06	2,0E-05	4,6E-06	9,9E-06	14,8
2v12	5,0E-07	6,5E-06	3,7E-05	1,1E-05	1,3E-05	5,6
3v12	5,0E-07	6,5E-06	3,6E-05	1,1E-05	1,3E-05	5,5
4v12	5,5E-07	6,7E-06	3,6E-05	1,1E-05	1,3E-05	5,4
5v12	5,3E-07	6,6E-06	3,5E-05	1,1E-05	1,3E-05	5,3
6v12	5,0E-07	6,2E-06	3,3E-05	1,0E-05	1,2E-05	5,3
7v12	4,1E-07	5,4E-06	3,0E-05	9,0E-06	1,1E-05	5,5
8v12	3,3E-07	4,5E-06	2,7E-05	7,9E-06	1,1E-05	5,9
9v12	2,3E-07	3,7E-06	2,4E-05	6,8E-06	9,0E-06	6,4
10v12	1,5E-07	2,7E-06	2,1E-05	5,6E-06	8,3E-06	7,6
11v12	6,0E-08	1,8E-06	1,8E-05	4,5E-06	7,7E-06	10,2
12v12	8,2E-09	6,3E-07	1,5E-05	3,3E-06	8,2E-06	24,5

**Tabelle A 2.30.3: Messrohrleitung, Ausfallart "Verstopfung", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	4,0E-06	4,9E-05	2,6E-04	7,9E-05	9,4E-05	5,3
2v3	4,4E-06	5,3E-05	2,5E-04	8,0E-05	8,8E-05	4,8
3v3	2,3E-06	3,0E-05	1,8E-04	5,2E-05	6,7E-05	6,0
2v4	4,2E-06	4,8E-05	2,3E-04	7,4E-05	8,1E-05	4,8
3v4	3,0E-06	3,6E-05	1,8E-04	5,8E-05	6,6E-05	5,0
4v4	1,3E-06	1,9E-05	1,4E-04	3,8E-05	5,5E-05	7,0
2v6	3,2E-06	3,8E-05	1,9E-04	5,9E-05	6,7E-05	5,0
3v6	2,9E-06	3,4E-05	1,7E-04	5,4E-05	6,1E-05	5,0
4v6	2,3E-06	2,8E-05	1,5E-04	4,5E-05	5,2E-05	5,2
5v6	1,5E-06	2,0E-05	1,2E-04	3,5E-05	4,4E-05	5,8
6v6	4,8E-07	9,7E-06	9,1E-05	2,3E-05	4,1E-05	9,4
2v9	2,1E-06	2,7E-05	1,4E-04	4,3E-05	5,0E-05	5,2
3v9	2,1E-06	2,6E-05	1,4E-04	4,2E-05	4,9E-05	5,2
4v9	2,1E-06	2,5E-05	1,3E-04	4,0E-05	4,6E-05	5,1
5v9	1,8E-06	2,2E-05	1,2E-04	3,6E-05	4,3E-05	5,3
6v9	1,5E-06	1,9E-05	1,0E-04	3,1E-05	4,8E-05	5,5
7v9	1,0E-06	1,4E-05	8,7E-05	2,6E-05	3,3E-05	6,0
8v9	5,1E-07	9,6E-06	7,4E-05	2,0E-05	2,9E-05	7,6
9v9	1,1E-07	4,0E-06	6,0E-05	1,4E-05	3,0E-05	14,8
2v12	1,5E-06	2,0E-05	1,1E-04	3,3E-05	4,0E-05	5,6

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
3v12	1,5E-06	2,0E-05	1,1E-04	3,3E-05	4,0E-05	5,5
4v12	1,7E-06	2,0E-05	1,1E-04	3,3E-05	3,9E-05	5,4
5v12	1,6E-06	2,0E-05	1,1E-04	3,2E-05	3,8E-05	5,3
6v12	1,5E-06	1,9E-05	9,9E-05	3,0E-05	3,6E-05	5,3
7v12	1,2E-06	1,6E-05	8,9E-05	2,7E-05	3,3E-05	5,5
8v12	9,8E-07	1,4E-05	8,1E-05	2,4E-05	3,2E-05	5,9
9v12	7,0E-07	1,1E-05	7,1E-05	2,0E-05	2,7E-05	6,4
10v12	4,4E-07	8,1E-06	6,2E-05	1,7E-05	2,5E-05	7,6
11v12	1,8E-07	5,3E-06	5,4E-05	1,3E-05	2,3E-05	10,2
12v12	2,4E-08	1,9E-06	4,6E-05	9,9E-06	2,5E-05	24,5

**Tabelle A 2.30.4: Messrohrleitung, Ausfallart "Verstopfung", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,7E-05	2,1E-04	1,1E-03	3,4E-04	4,1E-04	5,3
2v3	1,9E-05	2,3E-04	1,1E-03	3,5E-04	3,8E-04	4,8
3v3	9,9E-06	1,3E-04	7,7E-04	2,3E-04	2,9E-04	6,0
2v4	1,8E-05	2,1E-04	1,0E-03	3,2E-04	3,5E-04	4,8
3v4	1,3E-05	1,6E-04	7,9E-04	2,5E-04	2,8E-04	5,0
4v4	5,6E-06	8,4E-05	5,9E-04	1,6E-04	2,4E-04	7,0
2v6	1,4E-05	1,6E-04	8,1E-04	2,6E-04	2,9E-04	5,0
3v6	1,3E-05	1,5E-04	7,5E-04	2,4E-04	2,7E-04	5,0
4v6	9,9E-06	1,2E-04	6,4E-04	2,0E-04	2,2E-04	5,2
5v6	6,3E-06	8,6E-05	5,0E-04	1,5E-04	1,9E-04	5,8
6v6	2,1E-06	4,2E-05	3,9E-04	1,0E-04	1,8E-04	9,4
2v9	9,2E-06	1,2E-04	6,0E-04	1,9E-04	2,2E-04	5,2
3v9	9,3E-06	1,1E-04	5,9E-04	1,8E-04	2,1E-04	5,2
4v9	9,0E-06	1,1E-04	5,6E-04	1,7E-04	2,0E-04	5,1
5v9	7,9E-06	9,7E-05	5,1E-04	1,6E-04	1,8E-04	5,3
6v9	6,3E-06	8,1E-05	4,5E-04	1,4E-04	1,8E-04	5,5
7v9	4,3E-06	6,3E-05	3,8E-04	1,1E-04	1,4E-04	6,1
8v9	2,2E-06	4,2E-05	3,2E-04	8,6E-05	1,3E-04	7,6
9v9	4,8E-07	1,7E-05	2,6E-04	6,0E-05	1,3E-04	14,8
2v12	6,6E-06	8,5E-05	4,8E-04	1,4E-04	1,8E-04	5,6
3v12	6,5E-06	8,5E-05	4,7E-04	1,4E-04	1,7E-04	5,5
4v12	7,2E-06	8,6E-05	4,7E-04	1,4E-04	1,7E-04	5,4

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
5v12	6,9E-06	8,5E-05	4,6E-04	1,4E-04	1,6E-04	5,3
6v12	6,5E-06	8,0E-05	4,3E-04	1,3E-04	1,5E-04	5,3
7v12	5,4E-06	7,1E-05	3,9E-04	1,2E-04	1,4E-04	5,5
8v12	4,2E-06	5,9E-05	3,5E-04	1,0E-04	1,3E-04	5,9
9v12	3,0E-06	4,8E-05	3,1E-04	8,8E-05	1,2E-04	6,4
10v12	1,9E-06	3,5E-05	2,7E-04	7,3E-05	1,1E-04	7,6
11v12	7,8E-07	2,3E-05	2,3E-04	5,8E-05	1,0E-04	10,2
12v12	1,1E-07	8,2E-06	2,0E-04	4,3E-05	1,1E-04	24,5

## A 2.31 DRUCKMESSUMFORMER, FALSCHES AUSGANGSSIGNAL

### A 2.31.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Druckmessumformer wurden Messumformer (MU) mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: BP,
- Funktion: MU für Druck und Differenzdruck, linear und radizierend.

### A 2.31.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 7.072 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.31.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00771	Ohne sofortige verfahrenstechnische Erkennungsmöglichkeit
01737	Keine

### A 2.31.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.31.1 bis A 2.31.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.31.1: Messrohrleitung, Ausfallart "Signal geht nicht durch", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,3E-07	2,7E-06	2,2E-05	5,8E-06	9,0E-06	8,2
2v3	1,4E-07	2,4E-06	1,6E-05	4,6E-06	6,5E-06	6,8
3v3	5,4E-08	1,7E-06	1,7E-05	4,2E-06	7,4E-06	10,1
2v4	9,3E-08	1,8E-06	1,3E-05	3,5E-06	5,1E-06	7,1

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
3v4	9,1E-08	1,8E-06	1,4E-05	3,8E-06	5,6E-06	7,5
4v4	2,3E-08	1,1E-06	1,4E-05	3,2E-06	6,2E-06	12,8
2v6	2,5E-08	9,7E-07	9,1E-06	2,3E-06	3,8E-06	9,4
3v6	4,5E-08	1,2E-06	9,5E-06	2,5E-06	3,8E-06	8,0
4v6	5,5E-08	1,3E-06	1,0E-05	2,7E-06	4,1E-06	7,9
5v6	2,7E-08	1,1E-06	1,1E-05	2,7E-06	4,4E-06	9,7
6v6	3,2E-09	5,1E-07	9,9E-06	2,2E-06	5,0E-06	19,5
2v9	1,5E-09	4,3E-07	6,2E-06	1,4E-06	2,7E-06	14,3
3v9	6,3E-09	6,0E-07	6,5E-06	1,6E-06	2,8E-06	10,8
4v9	1,3E-08	7,0E-07	6,9E-06	1,7E-06	2,9E-06	9,8
5v9	2,0E-08	8,0E-07	7,3E-06	1,9E-06	3,0E-06	9,1
6v9	2,1E-08	8,1E-07	7,4E-06	1,9E-06	3,1E-06	9,2
7v9	1,3E-08	7,7E-07	7,7E-06	1,9E-06	3,3E-06	10,0
8v9	2,3E-09	5,4E-07	7,7E-06	1,8E-06	3,5E-06	14,1
9v9	1,6E-10	1,8E-07	6,8E-06	1,4E-06	4,1E-06	37,9
2v12	5,5E-11	2,0E-07	4,8E-06	1,0E-06	2,3E-06	23,6
3v12	3,5E-10	3,1E-07	5,1E-06	1,1E-06	2,3E-06	16,5
4v12	1,3E-09	3,9E-07	5,2E-06	1,2E-06	2,8E-06	13,3
5v12	3,3E-09	4,7E-07	5,6E-06	1,3E-06	2,3E-06	11,9
6v12	6,3E-09	5,4E-07	5,6E-06	1,4E-06	2,4E-06	10,4
7v12	8,7E-09	5,7E-07	5,9E-06	1,5E-06	2,5E-06	10,4
8v12	8,9E-09	5,9E-07	6,1E-06	1,5E-06	2,6E-06	10,4
9v12	5,9E-09	5,6E-07	6,1E-06	1,5E-06	2,7E-06	10,8
10v12	1,3E-09	4,5E-07	6,2E-06	1,4E-06	2,7E-06	13,7
11v12	1,4E-10	2,7E-07	6,1E-06	1,3E-06	3,0E-06	22,5
12v12	6,9E-12	6,8E-08	5,2E-06	1,0E-06	3,4E-06	75,4

**Tabelle A 2.31.2: Messrohrleitung, Ausfallart "Signal geht nicht durch", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	2,7E-07	5,3E-06	4,4E-05	1,2E-05	1,8E-05	8,2
2v3	2,9E-07	4,8E-06	3,3E-05	9,1E-06	1,3E-05	6,8
3v3	1,1E-07	3,3E-06	3,3E-05	8,4E-06	1,5E-05	10,1
2v4	1,9E-07	3,6E-06	2,5E-05	7,1E-06	1,0E-05	7,1
3v4	1,8E-07	3,7E-06	2,7E-05	7,5E-06	1,1E-05	7,5
4v4	4,6E-08	2,1E-06	2,7E-05	6,5E-06	1,2E-05	12,8

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v6	4,9E-08	1,9E-06	1,8E-05	4,6E-06	7,6E-06	9,4
3v6	8,9E-08	2,4E-06	1,9E-05	5,1E-06	7,8E-06	8,0
4v6	1,1E-07	2,6E-06	2,0E-05	5,4E-06	8,2E-06	7,9
5v6	5,4E-08	2,2E-06	2,1E-05	5,3E-06	8,8E-06	9,7
6v6	6,3E-09	1,0E-06	2,0E-05	4,4E-06	1,0E-05	19,5
2v9	3,0E-09	8,7E-07	1,2E-05	2,8E-06	5,9E-06	14,3
3v9	1,3E-08	1,2E-06	1,3E-05	3,2E-06	5,5E-06	10,8
4v9	2,5E-08	1,4E-06	1,4E-05	3,5E-06	5,8E-06	9,8
5v9	4,0E-08	1,6E-06	1,5E-05	3,7E-06	5,9E-06	9,1
6v9	4,1E-08	1,6E-06	1,5E-05	3,9E-06	6,3E-06	9,2
7v9	2,7E-08	1,5E-06	1,5E-05	3,9E-06	6,6E-06	10,0
8v9	4,6E-09	1,1E-06	1,5E-05	3,6E-06	7,0E-06	14,1
9v9	3,2E-10	3,6E-07	1,4E-05	2,9E-06	8,3E-06	37,9
2v12	1,1E-10	4,1E-07	9,6E-06	2,0E-06	4,5E-06	23,6
3v12	7,0E-10	6,2E-07	1,0E-05	2,3E-06	4,6E-06	16,5
4v12	2,7E-09	7,8E-07	1,0E-05	2,5E-06	4,7E-06	13,3
5v12	6,5E-09	9,3E-07	1,1E-05	2,7E-06	4,7E-06	11,9
6v12	1,3E-08	1,1E-06	1,1E-05	2,8E-06	4,8E-06	10,4
7v12	1,7E-08	1,1E-06	1,2E-05	2,9E-06	5,0E-06	10,4
8v12	1,8E-08	1,2E-06	1,2E-05	3,0E-06	5,2E-06	10,4
9v12	1,2E-08	1,1E-06	1,2E-05	3,0E-06	5,4E-06	10,8
10v12	2,6E-09	9,0E-07	1,2E-05	2,9E-06	5,5E-06	13,7
11v12	2,8E-10	5,5E-07	1,2E-05	2,7E-06	6,0E-06	22,5
12v12	1,4E-11	1,4E-07	1,0E-05	2,1E-06	6,7E-06	75,4

**Tabelle A 2.31.3: Messrohrleitung, Ausfallart "Signal geht nicht durch", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	8,1E-07	1,6E-05	1,3E-04	3,5E-05	5,4E-05	8,2
2v3	8,6E-07	1,4E-05	9,8E-05	2,7E-05	3,9E-05	6,8
3v3	3,3E-07	9,9E-06	1,0E-04	2,5E-05	4,4E-05	10,1
2v4	5,6E-07	1,1E-05	7,6E-05	2,1E-05	3,0E-05	7,1
3v4	5,5E-07	1,1E-05	8,2E-05	2,3E-05	3,4E-05	7,5
4v4	1,4E-07	6,4E-06	8,2E-05	1,9E-05	3,7E-05	12,8
2v6	1,5E-07	5,8E-06	5,5E-05	1,4E-05	2,3E-05	9,4
3v6	2,7E-07	7,1E-06	5,7E-05	1,5E-05	2,3E-05	8,0

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
4v6	3,3E-07	7,7E-06	6,1E-05	1,6E-05	2,4E-05	7,9
5v6	1,6E-07	6,6E-06	6,4E-05	1,6E-05	2,6E-05	9,7
6v6	1,9E-08	3,0E-06	5,9E-05	1,3E-05	3,0E-05	19,5
2v9	8,9E-09	2,6E-06	3,7E-05	8,5E-06	1,8E-05	14,3
3v9	3,8E-08	3,6E-06	3,9E-05	9,6E-06	1,7E-05	10,8
4v9	7,6E-08	4,2E-06	4,2E-05	1,0E-05	1,7E-05	9,8
5v9	1,2E-07	4,8E-06	4,4E-05	1,1E-05	1,8E-05	9,1
6v9	1,2E-07	4,8E-06	4,4E-05	1,2E-05	1,9E-05	9,2
7v9	8,1E-08	4,6E-06	4,6E-05	1,2E-05	2,0E-05	10,0
8v9	1,4E-08	3,3E-06	4,6E-05	1,1E-05	2,1E-05	14,1
9v9	9,5E-10	1,1E-06	4,1E-05	8,7E-06	2,5E-05	37,9
2v12	3,3E-10	1,2E-06	2,9E-05	6,1E-06	1,4E-05	23,6
3v12	2,1E-09	1,8E-06	3,0E-05	6,8E-06	1,4E-05	16,5
4v12	8,0E-09	2,3E-06	3,1E-05	7,4E-06	1,4E-05	13,3
5v12	2,0E-08	2,8E-06	3,3E-05	8,0E-06	1,4E-05	11,9
6v12	3,8E-08	3,2E-06	3,4E-05	8,4E-06	1,4E-05	10,4
7v12	5,2E-08	3,4E-06	3,6E-05	8,8E-06	1,5E-05	10,4
8v12	5,3E-08	3,5E-06	3,7E-05	9,1E-06	1,6E-05	10,4
9v12	3,5E-08	3,4E-06	3,7E-05	9,0E-06	1,6E-05	10,8
10v12	7,9E-09	2,7E-06	3,7E-05	8,7E-06	1,6E-05	13,7
11v12	8,3E-10	1,6E-06	3,7E-05	8,0E-06	1,8E-05	22,5
12v12	4,1E-11	4,1E-07	3,1E-05	6,2E-06	2,0E-05	75,4

**Tabelle A 2.31.4: Messrohrleitung, Ausfallart "Signal geht nicht durch", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	3,5E-06	7,0E-05	5,7E-04	1,5E-04	2,3E-04	8,2
2v3	3,7E-06	6,2E-05	4,2E-04	1,2E-04	1,7E-04	6,8
3v3	1,4E-06	4,3E-05	4,3E-04	1,1E-04	1,9E-04	10,1
2v4	2,4E-06	4,7E-05	3,3E-04	9,2E-05	1,3E-04	7,1
3v4	2,4E-06	4,8E-05	3,6E-04	9,8E-05	1,5E-04	7,5
4v4	5,9E-07	2,8E-05	3,5E-04	8,4E-05	1,6E-04	12,8
2v6	6,4E-07	2,5E-05	2,4E-04	6,0E-05	9,9E-05	9,4
3v6	1,2E-06	3,1E-05	2,5E-04	6,6E-05	1,0E-04	8,0
4v6	1,4E-06	3,3E-05	2,7E-04	7,1E-05	1,1E-04	7,9
5v6	7,0E-07	2,9E-05	2,8E-04	6,9E-05	1,1E-04	9,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
6v6	8,2E-08	1,3E-05	2,6E-04	5,7E-05	1,3E-04	19,5
2v9	3,9E-08	1,1E-05	1,6E-04	3,7E-05	7,0E-05	14,3
3v9	1,6E-07	1,6E-05	1,7E-04	4,2E-05	7,2E-05	10,8
4v9	3,3E-07	1,8E-05	1,8E-04	4,5E-05	7,5E-05	9,8
5v9	5,2E-07	2,1E-05	1,9E-04	4,8E-05	7,7E-05	9,1
6v9	5,3E-07	2,1E-05	1,9E-04	5,0E-05	8,2E-05	9,2
7v9	3,5E-07	2,0E-05	2,0E-04	5,0E-05	8,5E-05	10,0
8v9	6,0E-08	1,4E-05	2,0E-04	4,7E-05	9,1E-05	14,1
9v9	4,1E-09	4,7E-06	1,8E-04	3,8E-05	1,1E-04	37,9
2v12	1,4E-09	5,3E-06	1,3E-04	2,7E-05	6,0E-05	23,6
3v12	9,1E-09	8,0E-06	1,3E-04	3,0E-05	6,0E-05	16,5
4v12	3,5E-08	1,0E-05	1,4E-04	3,2E-05	6,1E-05	13,3
5v12	8,5E-08	1,2E-05	1,4E-04	3,4E-05	6,1E-05	11,9
6v12	1,6E-07	1,4E-05	1,5E-04	3,6E-05	6,2E-05	10,4
7v12	2,3E-07	1,5E-05	1,5E-04	3,8E-05	6,5E-05	10,4
8v12	2,3E-07	1,5E-05	1,6E-04	3,9E-05	6,8E-05	10,4
9v12	1,5E-07	1,5E-05	1,6E-04	3,9E-05	7,0E-05	10,8
10v12	3,4E-08	1,2E-05	1,6E-04	3,8E-05	7,1E-05	13,7
11v12	3,6E-09	7,1E-06	1,6E-04	3,5E-05	7,8E-05	22,5
12v12	1,8E-10	1,8E-06	1,3E-04	2,7E-05	8,8E-05	75,5

## A 2.32 BATTERIE, KEINE SPANNUNG

### A 2.32.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Batterie wurden Batterien mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: GF,
- Spannung: 220 V und 48 V.

### A 2.32.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 1.099 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.32.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00293	Keine

### A 2.32.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in der Tabelle A 2.32.1 bis A 2.32.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.32.1: Batterie, Ausfallart "Keine Spannung", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,3E-08	1,9E-06	3,5E-05	7,9E-06	1,9E-05	18,7
2v3	6,1E-08	3,6E-06	4,6E-05	1,1E-05	2,1E-05	12,8
3v3	1,7E-09	5,6E-07	2,0E-05	4,4E-06	1,3E-05	36,5
2v4	9,9E-08	4,4E-06	4,7E-05	1,2E-05	2,1E-05	10,8
3v4	6,2E-09	1,5E-06	3,1E-05	6,8E-06	1,6E-05	21,3
4v4	9,9E-11	1,7E-07	1,2E-05	2,6E-06	1,0E-05	71,2

**Tabelle A 2.32.2: Batterie, Ausfallart "Keine Spannung", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	4,6E-08	3,8E-06	7,1E-05	1,6E-05	3,8E-05	18,7
2v3	1,2E-07	7,2E-06	9,2E-05	2,2E-05	4,2E-05	12,8
3v3	3,4E-09	1,1E-06	4,1E-05	8,7E-06	2,6E-05	36,5
2v4	2,0E-07	8,7E-06	9,4E-05	2,3E-05	4,2E-05	10,8
3v4	1,2E-08	2,9E-06	6,2E-05	1,4E-05	3,1E-05	21,3
4v4	2,0E-10	3,4E-07	2,5E-05	5,3E-06	2,0E-05	71,2

**Tabelle A 2.32.3: Batterie, Ausfallart "Keine Spannung", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,4E-07	1,1E-05	2,1E-04	4,8E-05	1,1E-04	18,7
2v3	3,7E-07	2,2E-05	2,8E-04	6,5E-05	1,3E-04	12,8
3v3	1,0E-08	3,4E-06	1,2E-04	2,6E-05	7,9E-05	36,5
2v4	5,9E-07	2,6E-05	2,8E-04	7,0E-05	1,2E-04	10,8
3v4	3,7E-08	8,7E-06	1,9E-04	4,1E-05	9,4E-05	21,3
4v4	6,0E-10	1,0E-06	7,4E-05	1,6E-05	6,1E-05	71,2

**Tabelle A 2.32.4: Batterie, Ausfallart "Keine Spannung", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	6,0E-07	4,9E-05	9,2E-04	2,1E-04	4,9E-04	18,7

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v3	1,6E-06	9,3E-05	1,2E-03	2,8E-04	5,5E-04	12,8
3v3	4,4E-08	1,5E-05	5,3E-04	1,1E-04	3,4E-04	36,5
2v4	2,6E-06	1,1E-04	1,2E-03	3,0E-04	5,4E-04	10,8
3v4	1,6E-07	3,8E-05	8,1E-04	1,8E-04	4,1E-04	21,4
4v4	2,6E-09	4,5E-06	3,2E-04	6,9E-05	2,7E-04	71,2

## A 2.33 RELAIS, SCHALTET NICHT

### A 2.33.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Relais wurden Relais mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: KZ.

### A 2.33.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 1.894 Komponenten-gruppenjahre.

### A 2.33.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00387	Keine
00661	Keine
00662	Keine
00667	Bewertung für 2-strängige Systeme
	Expertenschätzung für mehr als 2-strängige Systeme
00694	Keine
00790	Keine
01518	Keine
01528	Keine
01612	Systeme ohne vollständige Redundanztrennung
01625	Systeme ohne vollständige Redundanztrennung

### A 2.33.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.33.1 bis A 2.33.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.33.1: Relais, Ausfallart "schaltet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	7,0E-07	1,1E-05	8,7E-05	2,3E-05	3,5E-05	7,7
2v3	4,4E-07	6,4E-06	4,3E-05	1,2E-05	1,7E-05	6,7
3v3	3,3E-07	8,1E-06	7,5E-05	1,9E-05	3,3E-05	9,3
2v4	5,7E-07	7,9E-06	4,8E-05	1,4E-05	1,8E-05	6,1
3v4	2,4E-07	4,4E-06	3,6E-05	9,6E-06	1,5E-05	8,2
4v4	4,3E-08	2,8E-06	4,5E-05	1,0E-05	2,1E-05	16,3
2v6	6,7E-07	9,5E-06	5,4E-05	1,6E-05	2,1E-05	5,7
3v6	2,4E-07	4,1E-06	3,0E-05	8,2E-06	1,2E-05	7,3
4v6	1,1E-07	2,7E-06	2,5E-05	6,4E-06	1,1E-05	9,4
5v6	4,6E-08	2,4E-06	2,8E-05	6,8E-06	1,2E-05	11,7
6v6	3,5E-09	1,3E-06	3,5E-05	7,5E-06	1,9E-05	26,6
2v9	9,1E-07	1,2E-05	6,6E-05	2,0E-05	2,5E-05	5,5
3v9	3,1E-07	5,3E-06	3,6E-05	1,0E-05	1,4E-05	6,8
4v9	1,2E-07	2,6E-06	2,2E-05	5,7E-06	9,0E-06	8,5
5v9	5,1E-08	1,5E-06	1,8E-05	4,3E-06	8,4E-06	11,4
6v9	2,6E-08	1,4E-06	1,8E-05	4,3E-06	8,2E-06	13,2
7v9	1,1E-08	1,4E-06	2,0E-05	4,7E-06	9,1E-06	14,2
8v9	1,5E-09	1,2E-06	2,3E-05	5,0E-06	1,1E-05	18,7
9v9	6,5E-11	4,6E-07	2,5E-05	5,2E-06	1,5E-05	55,2
2v12	1,1E-06	1,4E-05	7,3E-05	2,2E-05	2,8E-05	5,3
3v12	4,5E-07	7,0E-06	4,3E-05	1,3E-05	1,7E-05	6,3
4v12	1,7E-07	3,5E-06	2,7E-05	7,2E-06	1,1E-05	7,6
5v12	6,0E-08	1,8E-06	1,7E-05	4,3E-06	7,5E-06	9,7
6v12	2,4E-08	1,1E-06	1,4E-05	3,2E-06	6,1E-06	13,1
7v12	1,2E-08	8,4E-07	1,3E-05	3,0E-06	6,1E-06	15,5
8v12	5,5E-09	8,5E-07	1,4E-05	3,2E-06	6,6E-06	17,0
9v12	2,7E-09	9,3E-07	1,6E-05	3,5E-06	7,1E-06	16,7
10v12	5,2E-10	9,0E-07	1,8E-05	3,9E-06	8,4E-06	19,6
11v12	4,0E-11	6,3E-07	1,9E-05	4,0E-06	9,5E-06	30,3
12v12	1,2E-12	1,8E-07	2,1E-05	4,1E-06	1,4E-05	120,8

**Tabelle A 2.33.2: Relais, Ausfallart "schaltet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,4E-06	2,3E-05	1,7E-04	4,7E-05	7,1E-05	7,7
2v3	8,7E-07	1,3E-05	8,5E-05	2,4E-05	3,4E-05	6,7
3v3	6,6E-07	1,6E-05	1,5E-04	3,9E-05	6,6E-05	9,3
2v4	1,1E-06	1,6E-05	9,6E-05	2,8E-05	3,6E-05	6,1
3v4	4,9E-07	8,8E-06	7,2E-05	1,9E-05	3,0E-05	8,2
4v4	8,6E-08	5,5E-06	9,0E-05	2,0E-05	4,2E-05	16,3
2v6	1,4E-06	1,9E-05	1,1E-04	3,3E-05	4,2E-05	5,7
3v6	4,7E-07	8,2E-06	6,0E-05	1,6E-05	2,4E-05	7,3
4v6	2,3E-07	5,3E-06	5,0E-05	1,3E-05	2,2E-05	9,4
5v6	9,2E-08	4,8E-06	5,6E-05	1,4E-05	2,5E-05	11,7
6v6	6,9E-09	2,7E-06	7,1E-05	1,5E-05	3,8E-05	26,6
2v9	1,8E-06	2,4E-05	1,3E-04	4,0E-05	4,9E-05	5,5
3v9	6,2E-07	1,1E-05	7,1E-05	2,0E-05	2,8E-05	6,8
4v9	2,3E-07	5,2E-06	4,4E-05	1,1E-05	1,8E-05	8,5
5v9	1,0E-07	3,1E-06	3,5E-05	8,6E-06	1,7E-05	11,4
6v9	5,2E-08	2,7E-06	3,6E-05	8,5E-06	1,6E-05	13,2
7v9	2,3E-08	2,8E-06	4,0E-05	9,3E-06	1,8E-05	14,2
8v9	3,0E-09	2,4E-06	4,5E-05	1,0E-05	2,1E-05	18,7
9v9	1,3E-10	9,1E-07	5,0E-05	1,0E-05	3,1E-05	55,2
2v12	2,2E-06	2,7E-05	1,5E-04	4,5E-05	5,9E-05	5,3
3v12	9,0E-07	1,4E-05	8,7E-05	2,5E-05	3,3E-05	6,3
4v12	3,4E-07	7,0E-06	5,4E-05	1,4E-05	2,2E-05	7,6
5v12	1,2E-07	3,5E-06	3,4E-05	8,7E-06	1,5E-05	9,7
6v12	4,8E-08	2,1E-06	2,8E-05	6,4E-06	1,2E-05	13,1
7v12	2,3E-08	1,7E-06	2,6E-05	6,0E-06	1,2E-05	15,5
8v12	1,1E-08	1,7E-06	2,9E-05	6,5E-06	1,3E-05	17,0
9v12	5,4E-09	1,9E-06	3,1E-05	7,1E-06	1,4E-05	16,7
10v12	1,0E-09	1,8E-06	3,5E-05	7,8E-06	1,7E-05	19,6
11v12	7,9E-11	1,3E-06	3,8E-05	8,0E-06	1,9E-05	30,3
12v12	2,3E-12	3,5E-07	4,2E-05	8,2E-06	2,7E-05	120,8

**Tabelle A 2.33.3: Relais, Ausfallart "schaltet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	4,2E-06	6,8E-05	5,2E-04	1,4E-04	2,1E-04	7,7
2v3	2,6E-06	3,8E-05	2,6E-04	7,2E-05	1,0E-04	6,7
3v3	2,0E-06	4,8E-05	4,5E-04	1,2E-04	2,0E-04	9,3
2v4	3,4E-06	4,7E-05	2,9E-04	8,4E-05	1,1E-04	6,1
3v4	1,5E-06	2,7E-05	2,2E-04	5,8E-05	9,1E-05	8,2
4v4	2,6E-07	1,7E-05	2,7E-04	6,1E-05	1,3E-04	16,3
2v6	4,0E-06	5,7E-05	3,3E-04	9,8E-05	1,2E-04	5,7
3v6	1,4E-06	2,5E-05	1,8E-04	4,9E-05	7,2E-05	7,3
4v6	6,8E-07	1,6E-05	1,5E-04	3,8E-05	6,5E-05	9,4
5v6	2,8E-07	1,4E-05	1,7E-04	4,1E-05	7,5E-05	11,7
6v6	2,1E-08	8,0E-06	2,1E-04	4,5E-05	1,2E-04	26,6
2v9	5,5E-06	7,2E-05	4,0E-04	1,2E-04	1,5E-04	5,5
3v9	1,9E-06	3,2E-05	2,1E-04	6,0E-05	8,3E-05	6,8
4v9	6,9E-07	1,6E-05	1,3E-04	3,4E-05	5,4E-05	8,5
5v9	3,1E-07	9,2E-06	1,1E-04	2,6E-05	4,8E-05	11,4
6v9	1,6E-07	8,2E-06	1,1E-04	2,6E-05	4,9E-05	13,2
7v9	6,8E-08	8,5E-06	1,2E-04	2,8E-05	5,5E-05	14,2
8v9	9,1E-09	7,3E-06	1,4E-04	3,0E-05	6,3E-05	18,7
9v9	3,9E-10	2,7E-06	1,5E-04	3,1E-05	9,2E-05	55,2
2v12	6,6E-06	8,2E-05	4,4E-04	1,3E-04	1,6E-04	5,3
3v12	2,7E-06	4,2E-05	2,6E-04	7,5E-05	1,0E-04	6,3
4v12	1,0E-06	2,1E-05	1,6E-04	4,3E-05	6,5E-05	7,7
5v12	3,6E-07	1,1E-05	1,0E-04	2,6E-05	4,5E-05	9,7
6v12	1,4E-07	6,3E-06	8,3E-05	1,9E-05	3,7E-05	13,1
7v12	7,0E-08	5,1E-06	7,8E-05	1,8E-05	3,6E-05	15,5
8v12	3,3E-08	5,1E-06	8,6E-05	1,9E-05	3,9E-05	17,0
9v12	1,6E-08	5,6E-06	9,3E-05	2,1E-05	4,3E-05	16,7
10v12	3,1E-09	5,4E-06	1,1E-04	2,3E-05	5,0E-05	19,6
11v12	2,4E-10	3,8E-06	1,1E-04	2,4E-05	5,7E-05	30,3
12v12	6,9E-12	1,1E-06	1,3E-04	2,5E-05	8,2E-05	120,8

**Tabelle A 2.33.4: Relais, Ausfallart "schaltet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,8E-05	2,9E-04	2,3E-03	6,1E-04	9,2E-04	7,7
2v3	1,1E-05	1,7E-04	1,1E-03	3,1E-04	4,4E-04	6,7
3v3	8,6E-06	2,1E-04	2,0E-03	5,0E-04	8,6E-04	9,4
2v4	1,5E-05	2,1E-04	1,3E-03	3,6E-04	4,7E-04	6,1
3v4	6,3E-06	1,2E-04	9,4E-04	2,5E-04	3,9E-04	8,2
4v4	1,1E-06	7,2E-05	1,2E-03	2,6E-04	5,5E-04	16,3
2v6	1,8E-05	2,5E-04	1,4E-03	4,2E-04	5,4E-04	5,7
3v6	6,1E-06	1,1E-04	7,8E-04	2,1E-04	3,1E-04	7,3
4v6	3,0E-06	6,9E-05	6,5E-04	1,7E-04	2,8E-04	9,4
5v6	1,2E-06	6,2E-05	7,3E-04	1,8E-04	3,3E-04	11,7
6v6	9,0E-08	3,5E-05	9,2E-04	2,0E-04	5,0E-04	26,6
2v9	2,4E-05	3,1E-04	1,7E-03	5,2E-04	6,4E-04	5,5
3v9	8,1E-06	1,4E-04	9,3E-04	2,6E-04	3,6E-04	6,8
4v9	3,0E-06	6,7E-05	5,7E-04	1,5E-04	2,4E-04	8,5
5v9	1,3E-06	4,0E-05	4,6E-04	1,1E-04	2,2E-04	11,4
6v9	6,7E-07	3,6E-05	4,7E-04	1,1E-04	2,1E-04	13,2
7v9	2,9E-07	3,7E-05	5,2E-04	1,2E-04	2,4E-04	14,2
8v9	4,0E-08	3,2E-05	5,9E-04	1,3E-04	2,7E-04	18,7
9v9	1,7E-09	1,2E-05	6,6E-04	1,4E-04	4,0E-04	55,2
2v12	2,9E-05	3,6E-04	1,9E-03	5,8E-04	7,1E-04	5,3
3v12	1,2E-05	1,8E-04	1,1E-03	3,3E-04	4,3E-04	6,3
4v12	4,4E-06	9,1E-05	7,0E-04	1,9E-04	2,8E-04	7,7
5v12	1,6E-06	4,6E-05	4,5E-04	1,1E-04	1,9E-04	9,7
6v12	6,2E-07	2,7E-05	3,6E-04	8,4E-05	2,1E-04	13,1
7v12	3,0E-07	2,2E-05	3,4E-04	7,8E-05	1,6E-04	15,5
8v12	1,4E-07	2,2E-05	3,7E-04	8,4E-05	1,7E-04	17,0
9v12	7,0E-08	2,4E-05	4,1E-04	9,2E-05	1,9E-04	16,7
10v12	1,3E-08	2,3E-05	4,6E-04	1,0E-04	2,2E-04	19,6
11v12	1,0E-09	1,6E-05	5,0E-04	1,0E-04	2,5E-04	30,3
12v12	3,0E-11	4,6E-06	5,5E-04	1,1E-04	3,5E-04	120,8

## A 2.34 GRENZWERTGEBER, SCHALTET NICHT

### A 2.34.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Grenzwertgeber wurden Grenzwertgeber mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: NG,
- Funktion: Grenzwertgeber für Druckmessumformer.

### A 2.34.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1981 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 10.096 Komponentengruppenjahre.

### A 2.34.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00090	Betriebliche Anforderungen (ohne Berücksichtigung des technischen Details „Kondensator Typ“)
00091	Betriebliche Anforderungen (ohne Berücksichtigung des technischen Details „Kondensator Typ“)
00726	Keine
01640	Keine
01691	Keine
01799	Keine

### A 2.34.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.34.1 bis A 2.34.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.34.1: Grenzwertgeber, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	6,9E-08	8,6E-07	4,8E-06	1,5E-06	1,9E-06	5,6
2v3	1,5E-07	1,9E-06	1,0E-05	3,1E-06	3,7E-06	5,5
3v3	1,6E-08	2,3E-07	1,6E-06	4,4E-07	6,7E-07	7,0
2v4	2,2E-07	2,7E-06	1,4E-05	4,4E-06	5,1E-06	5,2
3v4	4,7E-08	6,4E-07	4,1E-06	1,2E-06	1,6E-06	6,3
4v4	3,9E-09	6,3E-08	5,5E-07	1,5E-07	2,7E-07	8,7
2v6	3,2E-07	3,8E-06	1,9E-05	5,9E-06	6,6E-06	4,9
3v6	1,3E-07	1,7E-06	9,0E-06	2,7E-06	3,4E-06	5,5
4v6	3,2E-08	4,7E-07	3,3E-06	9,1E-07	1,4E-06	7,0
5v6	4,2E-09	7,6E-08	7,7E-07	1,9E-07	3,8E-07	10,1
6v6	2,4E-10	5,7E-09	8,8E-08	2,2E-08	6,4E-08	15,5
2v9	3,6E-07	4,1E-06	2,0E-05	6,4E-06	7,0E-06	4,8
3v9	2,2E-07	2,7E-06	1,4E-05	4,3E-06	5,0E-06	5,1

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standardab- weichung	Streu faktor
4v9	1,1E-07	1,4E-06	8,0E-06	2,4E-06	2,9E-06	5,7
5v9	3,5E-08	5,3E-07	3,9E-06	1,1E-06	1,7E-06	7,2
6v9	8,1E-09	1,5E-07	1,5E-06	3,8E-07	7,1E-07	9,7
7v9	1,2E-09	3,0E-08	4,3E-07	1,0E-07	2,6E-07	14,5
8v9	9,8E-11	3,4E-09	8,0E-08	1,9E-08	7,5E-08	23,4
9v9	3,5E-12	1,8E-10	6,6E-09	1,8E-09	9,1E-09	37,0
2v12	3,2E-07	3,9E-06	1,9E-05	5,9E-06	6,6E-06	4,9
3v12	2,5E-07	3,1E-06	1,5E-05	4,8E-06	5,4E-06	4,9
4v12	1,6E-07	2,1E-06	1,1E-05	3,4E-06	3,9E-06	5,2
5v12	8,9E-08	1,2E-06	7,0E-06	2,1E-06	2,6E-06	5,9
6v12	3,5E-08	5,5E-07	4,0E-06	1,1E-06	1,6E-06	7,2
7v12	1,1E-08	2,1E-07	2,0E-06	5,1E-07	9,1E-07	9,6
8v12	2,1E-09	5,9E-08	8,1E-07	2,0E-07	4,6E-07	13,9
9v12	3,3E-10	1,2E-08	2,6E-07	6,1E-08	1,9E-07	21,9
10v12	3,2E-11	1,7E-09	6,1E-08	1,5E-08	6,9E-08	35,1
11v12	1,8E-12	1,5E-10	8,7E-09	2,5E-09	1,6E-08	56,4
12v12	4,8E-14	6,3E-12	6,3E-10	2,2E-10	1,8E-09	100,2

**Tabelle A 2.34.2: Grenzwertgeber, Ausfallart "schaltet nicht",  
Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungs- wert	Standardab- weichung	Streu faktor
2v2	1,4E-07	1,7E-06	9,7E-06	2,9E-06	3,7E-06	5,6
2v3	3,0E-07	3,7E-06	2,0E-05	6,1E-06	7,5E-06	5,5
3v3	3,3E-08	4,5E-07	3,2E-06	8,9E-07	1,3E-06	7,0
2v4	4,5E-07	5,5E-06	2,8E-05	8,8E-06	1,0E-05	5,2
3v4	9,5E-08	1,3E-06	8,1E-06	2,4E-06	3,3E-06	6,3
4v4	7,9E-09	1,3E-07	1,1E-06	2,9E-07	5,4E-07	8,7
2v6	6,4E-07	7,6E-06	3,7E-05	1,2E-05	1,3E-05	4,9
3v6	2,6E-07	3,3E-06	1,8E-05	5,5E-06	6,7E-06	5,5
4v6	6,3E-08	9,3E-07	6,5E-06	1,8E-06	2,7E-06	7,0
5v6	8,5E-09	1,5E-07	1,5E-06	3,9E-07	7,6E-07	10,1
6v6	4,9E-10	1,1E-08	1,8E-07	4,4E-08	1,3E-07	15,5
2v9	7,2E-07	8,3E-06	4,0E-05	1,3E-05	1,4E-05	4,8
3v9	4,4E-07	5,5E-06	2,8E-05	8,6E-06	9,9E-06	5,1
4v9	2,1E-07	2,8E-06	1,6E-05	4,7E-06	5,9E-06	5,7
5v9	7,0E-08	1,1E-06	7,7E-06	2,1E-06	3,1E-06	7,2

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
6v9	1,6E-08	3,1E-07	3,0E-06	7,7E-07	1,4E-06	9,7
7v9	2,3E-09	6,0E-08	8,7E-07	2,1E-07	5,2E-07	14,5
8v9	2,0E-10	6,8E-09	1,6E-07	3,9E-08	1,5E-07	23,4
9v9	7,1E-12	3,6E-10	1,3E-08	3,5E-09	1,8E-08	37,0
2v12	6,4E-07	7,7E-06	3,7E-05	1,2E-05	1,3E-05	4,9
3v12	5,1E-07	6,2E-06	3,0E-05	9,6E-06	1,1E-05	4,9
4v12	3,2E-07	4,2E-06	2,2E-05	6,8E-06	7,8E-06	5,2
5v12	1,8E-07	2,4E-06	1,4E-05	4,1E-06	5,2E-06	5,9
6v12	6,9E-08	1,1E-06	8,0E-06	2,2E-06	3,2E-06	7,2
7v12	2,1E-08	4,1E-07	4,0E-06	1,0E-06	1,8E-06	9,6
8v12	4,3E-09	1,2E-07	1,6E-06	3,9E-07	9,2E-07	13,9
9v12	6,6E-10	2,4E-08	5,3E-07	1,2E-07	3,8E-07	21,9
10v12	6,3E-11	3,5E-09	1,2E-07	3,0E-08	1,4E-07	35,1
11v12	3,6E-12	3,1E-10	1,7E-08	4,9E-09	3,1E-08	56,4
12v12	9,6E-14	1,3E-11	1,3E-09	4,3E-10	3,5E-09	100,2

**Tabelle A 2.34.3: Grenzwertgeber, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	4,2E-07	5,2E-06	2,9E-05	8,8E-06	1,1E-05	5,6
2v3	9,1E-07	1,1E-05	6,1E-05	1,8E-05	2,2E-05	5,5
3v3	9,7E-08	1,4E-06	9,6E-06	2,7E-06	4,0E-06	7,0
2v4	1,3E-06	1,6E-05	8,5E-05	2,6E-05	3,1E-05	5,2
3v4	2,9E-07	3,9E-06	2,4E-05	7,1E-06	9,8E-06	6,3
4v4	2,4E-08	3,8E-07	3,3E-06	8,8E-07	1,6E-06	8,7
2v6	1,9E-06	2,3E-05	1,1E-04	3,6E-05	4,0E-05	4,9
3v6	7,9E-07	9,9E-06	5,4E-05	1,6E-05	2,0E-05	5,5
4v6	1,9E-07	2,8E-06	2,0E-05	5,5E-06	8,1E-06	7,0
5v6	2,5E-08	4,6E-07	4,6E-06	1,2E-06	2,3E-06	10,1
6v6	1,5E-09	3,4E-08	5,3E-07	1,3E-07	3,9E-07	15,5
2v9	2,2E-06	2,5E-05	1,2E-04	3,8E-05	4,2E-05	4,8
3v9	1,3E-06	1,6E-05	8,3E-05	2,6E-05	3,0E-05	5,1
4v9	6,4E-07	8,4E-06	4,8E-05	1,4E-05	1,8E-05	5,7
5v9	2,1E-07	3,2E-06	2,3E-05	6,4E-06	9,6E-06	7,2
6v9	4,9E-08	9,3E-07	9,0E-06	2,3E-06	4,2E-06	9,7
7v9	6,9E-09	1,8E-07	2,6E-06	6,3E-07	1,6E-06	14,5

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
8v9	5,9E-10	2,0E-08	4,8E-07	1,2E-07	4,5E-07	23,4
9v9	2,1E-11	1,1E-09	4,0E-08	1,1E-08	5,5E-08	37,0
2v12	1,9E-06	2,3E-05	1,1E-04	3,6E-05	3,9E-05	4,9
3v12	1,5E-06	1,9E-05	9,1E-05	2,9E-05	3,2E-05	4,9
4v12	9,7E-07	1,3E-05	6,6E-05	2,0E-05	2,4E-05	5,2
5v12	5,3E-07	7,1E-06	4,2E-05	1,2E-05	1,6E-05	5,9
6v12	2,1E-07	3,3E-06	2,4E-05	6,6E-06	9,6E-06	7,2
7v12	6,3E-08	1,2E-06	1,2E-05	3,0E-06	5,5E-06	9,6
8v12	1,3E-08	3,5E-07	4,9E-06	1,2E-06	2,8E-06	13,9
9v12	2,0E-09	7,2E-08	1,6E-06	3,7E-07	1,1E-06	21,9
10v12	1,9E-10	1,0E-08	3,6E-07	9,0E-08	4,1E-07	35,1
11v12	1,1E-11	9,2E-10	5,2E-08	1,5E-08	9,3E-08	56,4
12v12	2,9E-13	3,8E-11	3,8E-09	1,3E-09	1,1E-08	100,2

**Tabelle A 2.34.4: Grenzwertgeber, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streu faktor
2v2	1,8E-06	2,3E-05	1,3E-04	3,8E-05	4,8E-05	5,6
2v3	3,9E-06	4,8E-05	2,6E-04	8,0E-05	9,7E-05	5,5
3v3	4,2E-07	5,9E-06	4,2E-05	1,2E-05	1,7E-05	7,0
2v4	5,8E-06	7,1E-05	3,7E-04	1,1E-04	1,3E-04	5,2
3v4	1,2E-06	1,7E-05	1,1E-04	3,1E-05	4,3E-05	6,3
4v4	1,0E-07	1,6E-06	1,4E-05	3,8E-06	7,0E-06	8,7
2v6	8,3E-06	9,9E-05	4,9E-04	1,5E-04	1,7E-04	4,9
3v6	3,4E-06	4,3E-05	2,3E-04	7,1E-05	8,7E-05	5,5
4v6	8,2E-07	1,2E-05	8,5E-05	2,4E-05	3,5E-05	7,0
5v6	1,1E-07	2,0E-06	2,0E-05	5,1E-06	9,9E-06	10,1
6v6	6,3E-09	1,5E-07	2,3E-06	5,7E-07	1,7E-06	15,5
2v9	9,3E-06	1,1E-04	5,2E-04	1,7E-04	1,8E-04	4,8
3v9	5,8E-06	7,1E-05	3,6E-04	1,1E-04	1,3E-04	5,1
4v9	2,8E-06	3,6E-05	2,1E-04	6,2E-05	7,7E-05	5,7
5v9	9,2E-07	1,4E-05	1,0E-04	2,8E-05	4,4E-05	7,2
6v9	2,1E-07	4,0E-06	3,9E-05	1,0E-05	1,8E-05	9,7
7v9	3,0E-08	7,8E-07	1,1E-05	2,7E-06	6,8E-06	14,5
8v9	2,5E-09	8,9E-08	2,1E-06	5,1E-07	2,0E-06	23,4
9v9	9,2E-11	4,6E-09	1,7E-07	4,6E-08	2,4E-07	37,0

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v12	8,4E-06	1,0E-04	4,9E-04	1,5E-04	1,7E-04	4,9
3v12	6,6E-06	8,1E-05	4,0E-04	1,2E-04	1,4E-04	4,9
4v12	4,2E-06	5,4E-05	2,9E-04	8,8E-05	1,0E-04	5,2
5v12	2,3E-06	3,1E-05	1,8E-04	5,4E-05	6,8E-05	5,9
6v12	9,0E-07	1,4E-05	1,0E-04	2,9E-05	4,2E-05	7,2
7v12	2,8E-07	5,3E-06	5,1E-05	1,3E-05	2,4E-05	9,6
8v12	5,6E-08	1,5E-06	2,1E-05	5,1E-06	1,2E-05	13,9
9v12	8,6E-09	3,1E-07	6,8E-06	1,6E-06	4,9E-06	21,9
10v12	8,2E-10	4,5E-08	1,6E-06	3,9E-07	1,8E-06	35,1
11v12	4,7E-11	4,0E-09	2,3E-07	6,4E-08	4,0E-07	56,4
12v12	1,3E-12	1,6E-10	1,6E-08	5,6E-09	4,6E-08	100,2

## A 2.35 LEISTUNGSSCHALTER, SCHALTET NICHT

### A 2.35.1 Komponentenpopulation

Für die Auswertung der Komponentenpopulation Leistungsschalter wurden Schalter mit folgenden Eigenschaften berücksichtigt:

- Betriebsmittelart: QA,
- Leistungsschalter, Leistungsschütze (zwischen Unterverteilungen),
- Leistungsschalter, mit Federantrieb (zwischen Unterverteilungen).

### A 2.35.2 Ausgewertete Quellen

Für die Auswertung der Ereignisse wurden die Meldepflichtigen Ereignisse aus dem Zeitraum vom 01.01.1991 bis zum 31.12.2010 berücksichtigt. Die gesamte Beobachtungszeit beträgt 3.240 Komponentenjahre.

### A 2.35.3 Ereignisse und Randbedingungen

Die berücksichtigten Ereignisse und zugehörige Randbedingungen sind in der nachfolgenden Tabelle aufgeführt.

GVA-Nr.	Randbedingung
00558	Keine
00716	Keine
00738	Keine
00740	Wiederzuschalten nach Notstromfall
00742	Keine
01525	Keine
01667	Keine

### A 2.35.4 GVA-Wahrscheinlichkeiten

Die berechneten GVA-Wahrscheinlichkeiten sind in den Tabellen A 2.1.1 bis A 2.1.4 aufgeführt.

**Tabelle A 2.35.1: Leistungsschalter, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 336 Stunden (2 Wochen)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	2,4E-07	3,6E-06	2,6E-05	7,1E-06	1,1E-05	7,2
2v3	4,8E-07	6,5E-06	4,0E-05	1,2E-05	1,5E-05	6,1
3v3	6,4E-08	1,2E-06	1,3E-05	3,2E-06	5,9E-06	10,1
2v4	6,7E-07	8,4E-06	4,7E-05	1,4E-05	1,7E-05	5,5
3v4	1,6E-07	2,8E-06	2,2E-05	5,9E-06	9,2E-06	8,0
4v4	1,8E-08	5,0E-07	7,2E-06	1,7E-06	4,0E-06	14,4
2v6	7,9E-07	1,0E-05	5,3E-05	1,6E-05	1,9E-05	5,3
3v6	3,6E-07	5,1E-06	3,2E-05	9,2E-06	1,4E-05	6,2
4v6	1,0E-07	2,2E-06	1,9E-05	5,0E-06	7,8E-06	8,5
5v6	1,7E-08	6,2E-07	9,5E-06	2,2E-06	4,8E-06	15,3
6v6	1,5E-09	1,1E-07	2,8E-06	6,6E-07	2,4E-06	25,3
2v8	8,9E-07	1,1E-05	5,5E-05	1,7E-05	1,9E-05	5,1
3v8	4,7E-07	6,2E-06	3,6E-05	1,1E-05	1,5E-05	5,7
4v8	2,2E-07	3,6E-06	2,5E-05	6,9E-06	9,7E-06	6,8
5v8	6,6E-08	1,8E-06	1,6E-05	4,2E-06	6,7E-06	9,2
6v8	1,4E-08	6,4E-07	9,9E-06	2,3E-06	4,6E-06	15,4
7v8	1,9E-09	1,6E-07	4,6E-06	1,0E-06	2,9E-06	28,9
8v8	1,0E-10	3,2E-08	1,3E-06	3,1E-07	1,4E-06	39,2

**Tabelle A 2.35.2: Leistungsschalter, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 672 Stunden (1 Monat)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	4,8E-07	7,1E-06	5,1E-05	1,4E-05	2,1E-05	7,2
2v3	9,6E-07	1,3E-05	7,9E-05	2,3E-05	3,0E-05	6,1
3v3	1,3E-07	2,5E-06	2,5E-05	6,3E-06	1,2E-05	10,1
2v4	1,3E-06	1,7E-05	9,3E-05	2,8E-05	3,4E-05	5,5
3v4	3,1E-07	5,6E-06	4,4E-05	1,2E-05	1,8E-05	8,0
4v4	3,5E-08	9,9E-07	1,4E-05	3,4E-06	8,0E-06	14,4
2v6	1,6E-06	2,0E-05	1,1E-04	3,3E-05	3,9E-05	5,3
3v6	7,1E-07	1,0E-05	6,3E-05	1,8E-05	2,4E-05	6,2
4v6	2,1E-07	4,4E-06	3,8E-05	9,9E-06	1,6E-05	8,5
5v6	3,3E-08	1,2E-06	1,9E-05	4,4E-06	9,9E-06	15,3

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
6v6	2,9E-09	2,2E-07	5,6E-06	1,3E-06	4,8E-06	25,3
2v8	1,8E-06	2,1E-05	1,1E-04	3,4E-05	3,9E-05	5,1
3v8	9,4E-07	1,2E-05	7,1E-05	2,1E-05	2,6E-05	5,7
4v8	4,4E-07	7,2E-06	4,9E-05	1,4E-05	1,9E-05	6,8
5v8	1,3E-07	3,6E-06	3,3E-05	8,3E-06	1,3E-05	9,2
6v8	2,8E-08	1,3E-06	2,0E-05	4,5E-06	9,3E-06	15,4
7v8	3,8E-09	3,2E-07	9,3E-06	2,0E-06	5,8E-06	28,9
8v8	2,0E-10	6,5E-08	2,5E-06	6,2E-07	2,8E-06	39,2

**Tabelle A 2.35.3: Leistungsschalter, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 2016 Stunden (3 Monate)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	1,4E-06	2,1E-05	1,5E-04	4,3E-05	6,4E-05	7,2
2v3	2,9E-06	3,9E-05	2,4E-04	6,9E-05	9,0E-05	6,1
3v3	3,8E-07	7,5E-06	7,6E-05	1,9E-05	3,5E-05	10,1
2v4	4,0E-06	5,1E-05	2,8E-04	8,5E-05	1,0E-04	5,5
3v4	9,4E-07	1,7E-05	1,3E-04	3,6E-05	5,5E-05	8,0
4v4	1,1E-07	3,0E-06	4,3E-05	1,0E-05	2,4E-05	14,4
2v6	4,8E-06	6,0E-05	3,2E-04	9,8E-05	1,2E-04	5,3
3v6	2,1E-06	3,1E-05	1,9E-04	5,5E-05	7,2E-05	6,2
4v6	6,2E-07	1,3E-05	1,1E-04	3,0E-05	4,7E-05	8,5
5v6	9,9E-08	3,7E-06	5,7E-05	1,3E-05	3,0E-05	15,3
6v6	8,7E-09	6,7E-07	1,7E-05	4,0E-06	1,5E-05	25,3
2v8	5,3E-06	6,4E-05	3,3E-04	1,0E-04	1,2E-04	5,1
3v8	2,8E-06	3,7E-05	2,1E-04	6,4E-05	7,9E-05	5,7
4v8	1,3E-06	2,2E-05	1,5E-04	4,2E-05	5,8E-05	6,8
5v8	4,0E-07	1,1E-05	9,9E-05	2,5E-05	4,0E-05	9,2
6v8	8,3E-08	3,8E-06	5,9E-05	1,4E-05	2,8E-05	15,4
7v8	1,1E-08	9,6E-07	2,8E-05	6,0E-06	1,7E-05	28,9
8v8	6,1E-10	1,9E-07	7,6E-06	1,9E-06	8,5E-06	39,2

**Tabelle A 2.35.4: Leistungsschalter, Ausfallart "schaltet nicht", Fehlerentdeckungszeit = 8736 Stunden (1 Jahr)**

AFK	5%-Quantil	50%-Quantil	95%-Quantil	Erwartungswert	Standardabweichung	Streufaktor
2v2	6,2E-06	9,3E-05	6,6E-04	1,8E-04	2,8E-04	7,2
2v3	1,2E-05	1,7E-04	1,0E-03	3,0E-04	3,9E-04	6,1
3v3	1,7E-06	3,2E-05	3,3E-04	8,3E-05	1,5E-04	10,1
2v4	1,7E-05	2,2E-04	1,2E-03	3,7E-04	4,5E-04	5,5
3v4	4,1E-06	7,2E-05	5,8E-04	1,5E-04	2,4E-04	8,0
4v4	4,6E-07	1,3E-05	1,9E-04	4,4E-05	1,0E-04	14,4
2v6	2,1E-05	2,6E-04	1,4E-03	4,2E-04	5,0E-04	5,3
3v6	9,2E-06	1,3E-04	8,2E-04	2,4E-04	3,1E-04	6,2
4v6	2,7E-06	5,8E-05	4,9E-04	1,3E-04	2,0E-04	8,5
5v6	4,3E-07	1,6E-05	2,5E-04	5,7E-05	1,3E-04	15,3
6v6	3,8E-08	2,9E-06	7,3E-05	1,7E-05	6,3E-05	25,3
2v8	2,3E-05	2,8E-04	1,4E-03	4,4E-04	5,1E-04	5,1
3v8	1,2E-05	1,6E-04	9,3E-04	2,8E-04	3,4E-04	5,7
4v8	5,8E-06	9,4E-05	6,4E-04	1,8E-04	2,5E-04	6,8
5v8	1,7E-06	4,7E-05	4,3E-04	1,1E-04	1,7E-04	9,2
6v8	3,6E-07	1,7E-05	2,6E-04	5,9E-05	1,2E-04	15,4
7v8	4,9E-08	4,2E-06	1,2E-04	2,6E-05	7,6E-05	28,9
8v8	2,6E-09	8,4E-07	3,3E-05	8,0E-06	3,7E-05	39,2

## LITERATUR

- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-SCHR-38/05, Salzgitter, Oktober 2005.
- /GAL 10/ Gallner, L., Kreuser, A., Leberecht, M., Stiller, J.: Methodenentwicklung zur konsistenten Berücksichtigung gemeinsam verursachter Ausfallereignisse (GVA) in PSA, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3552, Köln, 2010.
- /NEA 00/ ICDE Project Report on Collection and Analysis of Emergency Diesel Generators, OECD/NEA, NEA/CSNI/R(2000)20, Paris, 2000.

## ANHANG D: MODELLE ZUR QUANTIFIZIERUNG VON GVA (MB)

Die Methoden zur Quantifizierung von GVA-Wahrscheinlichkeiten sind seit der Erstellung des Methoden- und Datenbandes ebenfalls weiterentwickelt worden. Dies umfasst neben dem Verzicht auf logarithmisches Mitteln (siehe früherer Abschnitt D 2.10 in /MET 05/) sowohl die konsistente Berücksichtigung der statistischen Unsicherheit der Rate von GVA-Ereignissen als auch die konsistente Berücksichtigung der weiteren Unsicherheitsquellen (sogenannte „Verbreiterung“) ohne Anpassung parametrischer Verteilungen.

### D 1 MODELLE ZUR QUANTIFIZIERUNG VON GVA

Nach der Durchführung und Dokumentation der in Abschnitt 3.3 von /MET 05/ beschriebenen qualitativen ingenieurtechnischen Bewertung der zur Verfügung stehenden Daten und Informationen kann die Modellierung und Quantifizierung von GVA vorgenommen werden. Dazu stehen eine Reihe von Methoden und Techniken (wie Impact-Vektoren, Mapping, Parameterschätzung) zur Verfügung, bei deren Anwendung eine Quantifizierung und probabilistische Bewertung von GVA erzielt wird. In zahlreichen Veröffentlichungen werden diese Methoden und Techniken theoretisch fundiert beschrieben und ihre Anwendbarkeit in durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen begründet und gezeigt.

Zur Quantifizierung von GVA in einer Gruppe von  $m$  redundanten Komponenten werden die Ausfallhäufigkeiten mit jeder Anzahl von Komponenten benötigt. Diese Ausfallhäufigkeiten können entweder direkt geschätzt oder, wie bei den meisten GVA-Modellen, indirekt über die Verwendung anderer Parameter ermittelt werden (Bestimmungsgleichungen). In jedem Fall müssen für ein auszuwählendes GVA-Modell die Analysetechniken zur Schätzung der benötigten Modellparameter unter Berücksichtigung von Datenunsicherheiten entwickelt sein. Als Bezugszeit sollte im Allgemeinen die Anlagenbetriebszeit gewählt werden.

Bei der Wahl eines geeigneten Modells für eine konkrete Anwendung ist darüber hinaus zu bedenken, dass eine unterschiedliche Aufbereitung der Betriebserfahrung erforderlich ist, d.h. die Anzahl und die Art und Weise, wie die Parameter der verschiedenen Modelle geschätzt werden, sind sorgfältig abzuwägen.

Wenn ein Modell für eine PSA ausgewählt wurde, sollte diese Wahl unter Berücksichtigung der systemtechnischen Randbedingungen (wie Redundanzgrade) begründet werden. Die Erfüllung der Voraussetzungen und Randbedingungen für die Anwendbarkeit eines Modells sollte jeweils für die konkrete Anwendung geprüft und nachvollziehbar dokumentiert werden.

Die benötigten Modellparameter sind dann für jede Gruppe von Komponenten zu schätzen (vgl. z. B. /NRC 98/), für die GVA in einer PSA zu betrachten sind, auf der Grundlage von beobachteten Ereignissen auf der Basis der verfügbaren Betriebserfahrungen, die in Datenbanken dokumentiert sind und in der vorangegangenen qualitativen Bewertung ausgewählt sowie adäquat auf die zu untersuchende Anlage übertragen wurden (vgl. Abschnitt 3.3).

Die Auswahl der Methoden und Techniken, die vorangegangene qualitative Bewertung der zur Verfügung stehenden Daten und Informationen, die Übertragung auf die zu untersuchende Anlage, die Parameterschätzung sowie die sich daraus ergebenden GVA-Daten sollten nachvollziehbar dokumentiert werden.

Die derzeit beschriebenen GVA-Modelle lassen sich in drei Klassen einordnen, nämlich

- Modelle mit komponentenbasierten Parameterschätzungen,
- Modelle mit systembasierten Parameterschätzungen,
- Schock-Modelle.

Die letztere Klasse repräsentiert Methoden mit postulierten, modellbasierten Parametern, während die beiden ersteren auf Methoden mit direkten Parameterschätzungen beruhen. Aus jeder Klasse wird nachfolgend eines der bekanntesten Modelle bezüglich seiner charakteristischen Aspekte aufgeführt. Für eine detaillierte und umfassende Beschreibung einschließlich der Voraussetzungen und Randbedingungen sowie der Parameterschätzung für die einzelnen Modelle wird auf entsprechende Veröffentlichungen (u.a. /WIE 07/, /NRC 98/, /MOS 88/) verwiesen.

Allgemein wird bei den GVA-Modellen vorausgesetzt, dass in einer Gruppe von Komponenten, für die GVA zu betrachten sind, die Wahrscheinlichkeiten für GVA nur von der Anzahl der beteiligten Komponenten und nicht von einer bestimmten Kombination abhängen (Symmetrieannahme).

Das MGL-Modell (Multiple Greek Letter Model) stellt eine Erweiterung des einparametrischen Beta-Faktor-Modells dar, das zuerst zur Beschreibung und Quantifizierung von GVA angewandt wurde. Zur Überwindung der stark vereinfachenden Modellierung (z. B. keine Differenzierung des Redundanzgrades) werden bei dem MGL-Modell zusätzlich zu dem Beta-Faktor weitere Parameter eingeführt, um zwischen gemeinsam verursachten Ereignissen unterscheiden zu können, die eine unterschiedliche Anzahl von Komponenten in höher

redundanten Systemen betreffen. Die Parameter des MGL-Modells bestehen aus der totalen Komponentenausfallhäufigkeit (-rate bzw. -wahrscheinlichkeit), die alle unabhängigen und gemeinsam verursachten Beiträge zu dem Komponentenausfall enthält, sowie einer Anzahl von durch griechische Buchstaben bezeichneten Quotienten, die als bedingte Wahrscheinlichkeiten für den GVA weiterer Komponenten in der gleichen Gruppe definiert sind. Bei einer Gruppe von  $m$  redundanten Komponenten sind für das MGL-Modell  $m$  Parameter zu schätzen, und zwar durch direkte, komponentenbasierte Parameterschätzung.

Die nicht immer erfüllbaren strikten Voraussetzungen für die Schätzung der MGL-Modellparameter auf Basis von beobachteten Ereignissen aus der verfügbaren Betriebserfahrung führten zur Entwicklung des Alpha-Faktor-Modells mit einer direkten, systembasierten Parameterschätzung. Neben der totalen Komponentenausfallhäufigkeit (wie bei dem MGL-Modell) bestehen die Parameter hier aus mit Alpha-Faktoren bezeichneten Quotienten, die als Bruchteile der GVA an der Gesamthäufigkeit von Ausfallereignissen definiert sind, die sich in dem System ereignen. Die Parameter des Alpha-Faktor-Modells sind somit etwas direkter auf die beobachtbare Anzahl von Ereignissen bezogen als die MGL-Modellparameter, da sie sich auf Verhältnisse der Anzahl von Ereignissen (beobachtete Ein- und Mehrfachausfälle) innerhalb eines Systems beziehen, während die letzteren durch Quotienten der Anzahl von ausgefallenen Komponenten bei beobachteten Ereignissen ermittelt werden.

Die Anzahl der zu schätzenden Parameter liegt bei dem Alpha-Faktor-Modell noch um 1 höher als bei dem MGL-Modell, so dass sich die Durchführung der Parameterschätzung bei diesen beiden Modellen für Gruppen einer höheren Anzahl redundanter Komponenten aufgrund der i. A. geringen Anzahl von beobachteten Ereignissen aus der verfügbaren Betriebserfahrung äußerst schwierig darstellt. Darüber hinaus ist zu beachten, dass die Parameterschätzungen innerhalb einer konsistenten Datenbasis (z. B. generisch oder anlagenspezifisch) erfolgen. Für niedrigere Redundanzgrade wurde die Anwendbarkeit dieser beiden GVA-Modelle vor allem im Ausland in vielen durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen begründet und gezeigt, u. a. wurden für das am häufigsten angewandte GVA-Modell im Rahmen des GVA-Zuverlässigkeitsbenchmark /POU 87/ - das MGL-Modell - während der Durchführung des Benchmark positive Erfahrungen, insbesondere hinsichtlich der zugeordneten Parameterschätzung, gesammelt.

Anders als bei den beiden oben aufgeführten GVA-Modellen wird bei dem BFR-Modell (Binomial Failure Rate Model) von der Annahme ausgegangen, dass Ursachen für GVA in einem System-Schock mit einer bestimmten Eintrittshäufigkeit (-rate bzw. -wahrscheinlichkeit) sind. Davon ausgehend wird dann die bedingte Wahrscheinlichkeit für Komponentenausfälle innerhalb des Systems unter der Bedingung eingetretener Schocks geschätzt. Generell wird im BFR-Modell zwischen zwei Ausfallarten unterschieden, nämlich unabhängigen Komponentenausfällen sowie durch Schocks verursachten Ausfällen mit jeder Anzahl von Komponenten in einem System. Entsprechend diesem Modell treten nicht-letale und letale Schocks auf. In der ursprünglichen Form enthielt das BFR-Modell nur die Annahme nicht-letalere Schocks. Dabei hat sich gezeigt, dass das Modell aufgrund seiner Struktur für den Ausfall einer größeren Anzahl von Komponenten in hochredundanten Systemen zur Unterschätzung neigt. Deshalb wurde das BFR-Modell um das Konzept des letalen Schocks erweitert. Im Falle des Eintretens eines nicht-letalere Schocks wird angenommen, dass jede Komponente innerhalb der Gruppe unabhängig mit der gleichen Wahrscheinlichkeit am GVA beteiligt ist, im Falle des Eintretens eines letalen Schocks wird angenommen, dass alle Komponenten mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von 1 ausfallen. Die Anzahl der ausgefallenen Komponenten aufgrund des Eintretens jedes nicht-letalere Schocks folgt einer Binomialverteilung.

Die Parameter des BFR-Modells bestehen aus der unabhängigen Komponentenausfallhäufigkeit (-rate bzw. -wahrscheinlichkeit), der Eintrittshäufigkeit nicht-letalere und letalere Schocks sowie aus der für alle Komponenten gleichen bedingten Wahrscheinlichkeit für einen Komponentenausfall unter der Bedingung eines eingetretenen nicht-letalere Schocks.

Der Vorteil des BFR-Modells liegt in der konstanten Anzahl (4) der zu schätzenden Parameter, mit denen das unabhängige und abhängige Ausfallverhalten einer Gruppe von Komponenten modelliert und quantifiziert werden kann. Allerdings ist die Erfüllung der im Vergleich zu anderen mehrparametrischen Modellen deutlich restriktiveren Voraussetzungen und Randbedingungen auf Basis der verfügbaren Betriebserfahrungen für die Anwendbarkeit des BFR-Modells, vor allem bei Gruppen einer höheren Anzahl redundanter Komponenten, häufig schwierig nachzuweisen oder nicht gegeben, so dass die Anwendung des BFR-Modells nur in einer modifizierten Form erfolgen kann. Über Weiterentwicklungen des modifizierten BFR-Modells wird in /KRE 03/, /KRE 06/ und /STI 09/ berichtet.

## D 2 BESCHREIBUNG DES KOPPLUNGSMODELLS

In diesem Kapitel wird das von der GRS entwickelte mathematische Modell, das Kopplungsmodell, mit dem die in Anhang A angegebenen GVA-Wahrscheinlichkeiten berechnet wurden, beschrieben. Als besondere Eigenschaften des Kopplungsmodells, die es von anderen Modellen zur Berechnung von GVA-Wahrscheinlichkeiten unterscheidet, können die phänomenabhängige Schätzung des Modellparameters sowie die explizite umfassende Berücksichtigung von Unsicherheiten genannt werden.

Neben den statistischen Unsicherheiten, die sich aus der meist geringen Anzahl verwertbarer Beobachtungen ergeben, werden als wesentliche Unsicherheitsquellen die Interpretationsunsicherheiten zugrunde liegender GVA-Ereignisse und Unsicherheiten bezüglich der Übertragbarkeit der beobachteten GVA-Phänomene auf die Komponentengruppe in der zu modellierenden Anlage (Zielkomponentengruppe) berücksichtigt. Darüber hinaus werden weitere Unsicherheitsquellen einbezogen, wie eine mögliche Inhomogenität der Populationen, die darin bestehen kann, dass verschiedene in der Population enthaltene Komponentengruppen verschiedene GVA-Wahrscheinlichkeiten aufweisen oder sich GVA-Wahrscheinlichkeiten während der Beobachtungszeit ändern, z. B. durch technische, betriebliche oder organisatorische Änderungen oder Alterung.

### D 2.1 GRUNDLAGEN DES MODELLS

Die Betriebserfahrung hat gezeigt, dass eine Komponentengruppe verschiedenen GVA-Phänomenen, wie z. B. GVA aufgrund von Versprödung, Korrosion, Fertigungs- oder Auslegungsfehlern ausgesetzt sein kann, deren Auswirkungen auf die Komponentengruppe unterschiedlich stark sein können. Das Auftreten eines GVA-Phänomens stellt ein „Schockereignis“ dar, dessen Auswirkungen auf das Ausfallverhalten der Komponenten durch einen Kopplungsparameter<sup>4</sup>  $\eta$  beschrieben werden. Es wird angenommen, dass die Komponenten unabhängig voneinander und mit der gleichen Wahrscheinlichkeit  $\eta$  ausfallen, wenn ein bestimmtes Schockereignis eingetreten ist, während sie mit Wahrscheinlichkeit  $(1 - \eta)$  verfügbar sind. Der Kopplungsparameter  $\eta$  ist somit die bedingte Wahrscheinlichkeit, dass die Komponente ausfällt, wenn ein bestimmtes Schockereignis aufgetreten ist. Schockereignisse auf eine Komponentengruppe können wegen der Verschiedenheit der GVA-Phänomene von Schockereignis zu Schockereignis mit deutlich unterschiedlichen Ausfallwahrscheinlichkeiten der Komponenten verbunden sein. Wie die Betriebserfahrung zeigt, hätte die Schätzung eines einheitlichen Kopplungsparameters  $\eta$  für alle GVA-Ereignisse zur Folge, dass GVA-Wahrscheinlichkeiten für hohe Ausfallkombinationen systematisch deutlich unterschätzt würden. Aus diesem Grund wird im vorliegenden Modell für jedes beobachtete GVA-Ereignis ein separater Kopplungsparameter  $\eta$  bestimmt. Dieser beschreibt die bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit jeder Komponente der Gruppe unter der Bedingung, dass der GVA-Mechanismus des beobachteten Ereignisses auf die Komponentengruppe einwirkt.

#### D 2.1.1 Populationsbildung

Das Kopplungsmodell ist ein sogenanntes absolutes GVA-Modell. Bei diesen Modellen werden die GVA-Wahrscheinlichkeiten direkt geschätzt und nicht auf die Wahrscheinlichkeiten unabhängiger Ausfälle bezogen. Deshalb muss die betrachtete Population aus definierten Untersuchungseinheiten bestehen, deren individuelle Zusammensetzung über den gesamten Beobachtungszeitraum konstant bleibt. Bei der GVA-Bewertung werden die Untersuchungseinheiten einer Population durch Komponentengruppen dargestellt. Zu einer Population werden Komponentengruppen aus Komponenten gleicher Komponententart (z. B. Kreiselpumpen oder Absperrschieber) zusammengefasst. In den meisten Fällen besteht eine Komponentengruppe aus den redundanten Komponenten eines mehrsträngigen Systems. Bei einer teilweise diversitären Komponentengruppe muss festgelegt werden, ob die nicht diversitären Teil-Komponentengruppen einzeln bewertet werden. Dann sind GVA-Phänomene, die in mehreren Teil-Komponentengruppen aufgetreten sind, entsprechend mehrfach zu zählen. Unabhängig davon kann eine Kopplung zweier zueinander teilweise diversitärer Komponentengruppen im Fehlerbaum modelliert werden.

#### D 2.1.2 Eingangsgrößen

Die Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten auf der Basis eines beobachteten GVA-Ereignisses  $j$  verwendet folgende Informationen:

---

<sup>4</sup> In alten Veröffentlichungen wurde der Kopplungsparameter meist mit „p“ bezeichnet. Um Verwechslungen mit Wahrscheinlichkeiten oder Wahrscheinlichkeitsdichten zu vermeiden, wird jetzt „ $\eta$ “ verwendet.

- Beobachtungszeit  $T$ ,
- Kopplungsparameter  $\eta_j$ ,
- Fehlerentdeckungszeit  $t_j$  für die Zielkomponentengruppe,
- Übertragungsfaktor  $f_j$ .

Diese Größen werden im Folgenden diskutiert:

- **Beobachtungszeit**  
Zur Bestimmung der Beobachtungszeit einer Population werden die Beobachtungszeiten aller Komponentengruppen, die die Population bilden, addiert. Liegen die dafür erforderlichen detaillierten Informationen über die einzelnen Komponentengruppen einer Population nicht vor, kann die Beobachtungszeit abgeschätzt werden als  $T_B = n_K \cdot T$ , wobei  $n_K$  die mittlere Anzahl der beobachteten Komponentengruppen pro Anlage und  $T$  die Zahl der beobachteten Betriebsjahre der Anlagen bezeichnet. Die Zusammensetzung der individuellen Komponentengruppen muss über den gesamten Beobachtungszeitraum konstant bleiben und kann nicht phänomenabhängig verändert werden. Die theoretische Alternative, für jedes Phänomen eine eigene, phänomenabhängige Population zusammenzustellen, ist praktisch undurchführbar, da die dafür notwendigen Informationen aus der Betriebserfahrung normalerweise nicht vorhanden sind und das Verfahren zudem äußerst aufwendig wäre.
- **Kopplungsparameter**  
Aufgrund existierender Unsicherheitsquellen (z. B. statistische Unsicherheit) wird davon ausgegangen, dass die Schätzung des Kopplungsparameters  $\eta_j$  unsicher ist und die Unsicherheit durch eine Wahrscheinlichkeitsverteilung beschrieben wird. Die Wahrscheinlichkeitsverteilung des Kopplungsparameters  $\eta_j$  wird aus den von Experten bestimmten Schädigungen der Komponenten der Komponentengruppe, die vom betrachteten GVA-Ereignis betroffen wurde, ermittelt.
- **Fehlerentdeckungszeit**  
Die Fehlerentdeckungszeit wird durch die Instandhaltungsstrategie für die zu analysierende Komponentengruppe oder durch deren Betriebsweise bestimmt.  
Bei Komponenten, die während des Betriebs im Stand-by-Zustand sind, werden im Allgemeinen die Zeitintervalle der wiederkehrenden Prüfungen (WKP) oder die jährlichen Funktionsprüfungen vor Anfahren der Anlage berücksichtigt. Hierbei ist zu beachten, dass nur die Prüfungen zu berücksichtigen sind, die nach Prüfumfang und Prüfmethode geeignet sind, das entsprechende GVA-Phänomen zu entdecken. Daher ist die Fehlerentdeckungszeit einzeln für jedes Ereignis zu ermitteln.
- Bei Komponenten, die während des Anlagenbetriebs zeitweise in Betrieb sind, werden als Fehlerentdeckungszeit die zwischen den Anforderungen liegenden Zeitintervalle der Komponenten gewählt. Wenn die Zeitintervalle stark schwanken, wird der Erwartungswert der Verteilung der Zeitintervalle als Fehlerentdeckungszeit verwendet.
- Bei bestimmten Komponenten, die während des Anlagenbetriebs ständig in Betrieb sind, können bei unveränderten Anforderungen an diese Komponenten (z. B. Füllstandsmessungen oder Regelventile bei konstantem Leistungsbetrieb) mögliche GVA-Phänomene nicht erkannt werden. Als Fehlerentdeckungszeit wird in diesem Fall der zeitliche Abstand zwischen den jährlichen Funktionsprüfungen beim Anfahren der Anlage genommen.
- Bei versetzter Testweise ist zu berücksichtigen, dass die Erkennung eines Fehlers der ersten Komponente in vielen Fällen nicht zur Erkennung eines GVA führt. Je nach Anzahl der vom GVA betroffenen Komponenten und der auf die Entdeckung des ersten Fehlers folgenden Instandhaltungsmaßnahmen können unterschiedlich lange Zeitintervalle bis zur Erkennung des GVA vergehen. Daher wird die nach der Betriebserfahrung typische Fehlerentdeckungszeit, das Doppelte des zeitlichen Abstandes aufeinander folgender Tests innerhalb der Komponentengruppe, angenommen. Z. B. wird im Falle einer vierwöchentlichen Prüfung von vier Komponenten mit versetzter Testweise die Fehlerentdeckungszeit gleich zwei Wochen gesetzt. Bei nicht versetztem Testen ist die Fehlerentdeckungszeit gleich dem Zeitintervall zwischen aufeinander folgenden Tests.
- **Übertragungsfaktor**  
Mit dem Übertragungsfaktor  $f_j$  hat der Experte die Möglichkeit zu bewerten, ob das dem Ereignis  $j$  zugrunde liegende GVA-Phänomen in der zu modellierenden Komponentengruppe der Zielanlage (Zielkomponentengruppe) mit kleinerer, gleicher oder größerer Wahrscheinlichkeit als in den übrigen betrachteten Komponentengruppen auftreten kann. Im Allgemeinen ist der Übertragungsfaktor gleich eins, da im Beobachtungsumfang nur vergleichbare Komponentengruppen zusammengefasst worden sind.

Hiervon kann abgewichen werden, wenn grundlegende technische oder administrative Randbedingungen in der zu analysierenden Anlage vorliegen, die eine andere Wahrscheinlichkeit des Auftretens des beobachteten GVA-Phänomens in der zu analysierenden Anlage erwarten lassen.

## D 2.2 GLEICHUNGEN ZUR BERECHNUNG VON GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN

Für jedes beobachtete GVA-Ereignis  $j$  wird für jede zu bewertende Ausfallkombination ( $k$  von  $r$ ), wobei die Zielkomponentengruppe  $r$  Komponenten aufweist und  $k \in \{0,1 \dots r\}$  ist, ein anteiliger Beitrag  $q_{k \setminus r; j}$  an der GVA-Wahrscheinlichkeit  $q_{k \setminus r}$  der Zielkomponentengruppe berechnet als:

$$q_{k \setminus r; j} = \varphi_j p(k \setminus r | \eta_j) \quad \text{Gl. D-1}$$

Hierbei bezeichnet  $\varphi_j$  die Wahrscheinlichkeit, dass ein GVA durch Phänomen  $j$  in der Zielkomponentengruppe auftritt. Gleichung (D-1) hat die Form eines Produktes der Wahrscheinlichkeit, dass ein GVA durch Phänomen  $j$  in der Zielkomponentengruppe auftritt, mit der bedingten Wahrscheinlichkeit  $p(k \setminus r | \eta_j)$ , dass  $k$  von  $r$  Komponenten ausfallen, gegeben dass das GVA-Phänomen  $j$  aufgetreten ist. Unter den oben genannten Bedingungen genügt die Anzahl ausgefallener Komponenten einer Binomialverteilung mit Parameter  $\eta_j$ , wenn in der Zielkomponentengruppe das GVA-Phänomen  $j$  aufgetreten ist:

$$p(k \setminus r | \eta_j) = \binom{r}{k} \eta_j^k (1 - \eta_j)^{r-k} \quad \text{Gl. D-2}$$

Die Wahrscheinlichkeit  $\varphi_j$ , dass das GVA-Phänomen  $j$  in der Zielkomponentengruppe auftritt, wird berechnet als

$$\varphi_j = f_j t_j \lambda_j \quad \text{Gl. D-3}$$

Hierbei ist, wie oben dargestellt,  $f_j$  der Übertragungsfaktor und  $t_j$  die Fehlerentdeckungszeit.  $\lambda_j$  bezeichnet die Rate des GVA-Phänomens  $j$  in der beobachteten Population. Gleichung D-3 ist nur gültig für den Fall, dass  $\lambda_j$  klein ist, d. h. dass

$$f_j t_j \lambda_j \ll 1 \quad \text{Gl. D-4}$$

gilt. Dies ist in praktischen Anwendungen der Fall.

Die GVA-Wahrscheinlichkeit für die Ausfallkombination ( $k$  von  $r$ ) der Zielkomponentengruppe  $q_{k \setminus r}$  ist die Summe der anteiligen GVA-Wahrscheinlichkeiten  $q_{k \setminus r; j}$  über alle relevanten GVA-Ereignisse:

$$q_{k \setminus r} = \sum_{j=1}^N q_{k \setminus r; j} \quad \text{Gl. D-5}$$

Dabei gibt  $N$  die Zahl der relevanten beobachteten GVA-Ereignisse in der betrachteten Population von Komponentengruppen an.

## D 2.3 BERÜCKSICHTIGUNG VON UNSICHERHEITEN

Die Schätzung von GVA-Wahrscheinlichkeiten ist mit Unsicherheiten behaftet. Unsicherheiten umfassen statistische Unsicherheiten, die aufgrund der begrenzten Betriebserfahrung auftreten, Unsicherheiten in der Bewertung der GVA-Ereignisse sowie weitere Unsicherheitsquellen wie eine mögliche Inhomogenität von beobachteten Populationen. Die Unsicherheiten werden im Kopplungsmodell mithilfe Bayes'scher statistischer Verfahren /BER 80/ quantitativ berücksichtigt. Dabei werden subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen verwendet, die den Kenntnisstand zum bzw. die Unsicherheit über die Modellparameter bzw. die GVA-Wahrscheinlichkeiten ausdrücken. Es wird ein nichtinformativer Ansatz gewählt, d. h. es wird keine Vorinformation, sondern nur die in deutschen Kernkraftwerken aufgetretene Betriebserfahrung bezüglich der jeweils betrachteten Komponententart und Ausfallart einbezogen.

Im Folgenden wird die Berechnung der Verteilungen der GVA-Wahrscheinlichkeiten detailliert dargestellt.

### D 2.3.1 Statistische Unsicherheiten

Die Schätzung des Kopplungsparameters  $\eta_j$  wird, wie oben gesagt, über Bayes'sche statistische Verfahren durchgeführt. Dabei wird angenommen, dass man sich bei der Schätzung von  $\eta_j$  nur auf die vorhandene Beobachtung stützen kann und keine zusätzlichen Vorinformationen zur Verfügung stehen. Zur Bestimmung der nichtinformativen a priori-Verteilung wird das Verfahren von Jeffreys /BOX 73/ angewandt.

$$\pi(\eta_j) \propto \frac{1}{\sqrt{\eta_j(1-\eta_j)}} \quad \text{Gl. D-6}$$

Hierbei bezeichnet  $\propto$  die Proportionalität. Mit dieser nichtinformativen a priori-Verteilung und einem beobachteten GVA-Ereignis mit (k von m)-Ausfällen erhält man über den Satz von Bayes eine Beta-Verteilung mit den Parametern  $k + \frac{1}{2}$  und  $m - k + \frac{1}{2}$  als a posteriori-Verteilung des Kopplungsparameters  $\eta_j$ . Für die Dichte dieser Verteilung gilt:

$$p(\eta_j) = \frac{\Gamma(m+1)}{\Gamma(k+\frac{1}{2})\Gamma(m-k+\frac{1}{2})} \eta_j^{k-\frac{1}{2}} (1-\eta_j)^{m-k-\frac{1}{2}} \quad \text{Gl. D-7}$$

Zur konsistenten Berücksichtigung der statistischen Unsicherheit der Rate des Auftretens von GVA-Ereignissen wird analog zur Berücksichtigung der Schätzunsicherheit des Kopplungsfaktors vorgegangen. Es wird mithilfe Bayes'scher Verfahren eine a posteriori-Verteilung der Rate bestimmt.

Dabei wird ausgegangen von der a priori-Verteilung der Rate  $\lambda_j$ , mit der Ereignisse mit dem GVA-Phänomen von Ereignis j auftreten. Diese a priori-Verteilung wird analog zur a priori-Verteilung des Kopplungsparameters als nichtinformativ a priori über die Jeffreys'sche Regel /BOX 73/ hergeleitet. Dies entspricht auch der Vorgehensweise bei der Schätzung von Verteilungen für Ausfallraten unabhängiger Ausfälle (siehe Kapitel 3.3 in /MET 05/). Die nichtinformativ a priori-Verteilung nach Jeffreys lautet:

$$\pi(\lambda_j) \propto \frac{1}{\sqrt{\lambda_j}} \quad \text{Gl. D-8}$$

Wie oben dargestellt, wird davon ausgegangen, dass bei den verschiedenen GVA-Ereignissen verschiedene Phänomene wirksam geworden sind. Nach dem Satz von Bayes folgt für die a posteriori-Verteilung der Rate des Auftretens von GVA-Phänomen j, da in der Gesamtbeobachtungszeit aller Komponentengruppen des Beobachtungskollektivs T ein Ereignis des GVA-Phänomens j aufgetreten ist:

$$p(\lambda_j) = \frac{T^{\frac{3}{2}}}{\Gamma(\frac{3}{2})} \lambda_j^{\frac{1}{2}} e^{-\lambda_j T} = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \sqrt{T^3 \lambda_j} e^{-\lambda_j T} \quad \text{Gl. D-9}$$

Diese Verteilung ist für alle GVA-Phänomene identisch und entspricht einer Gamma-Verteilung mit den Parametern 3/2 und 1/T.

### D 2.3.2 Interpretationsunsicherheiten

Eine wesentliche Unsicherheitsquelle, die Einfluss auf die Schätzung des Kopplungsparameters  $\eta_j$  hat, ist die Einschätzung des Experten, wie das beobachtete GVA-Ereignis zu bewerten ist.

Bei der GVA-Bewertung von in der Betriebserfahrung aufgetretenen Ereignissen ist zu entscheiden, ob ein GVA vorliegt und wenn ja, wie viele Komponenten der betroffenen Gruppe durch das GVA-Phänomen ausgefallen sind oder aber geschädigt wurden, ohne dass es zu einem Ausfall kam. Dabei sind auch solche Ereignisse als GVA zu werten, bei denen zwar keine oder nur eine Komponente vollständig ausgefallen ist, bei denen aber davon ausgegangen werden kann, dass die Komponentengruppe von einem GVA-Phänomen betroffen wurde, da an anderen Komponenten der betroffenen Gruppe ein für den GVA typisches (evtl. erst beginnendes) Schadensbild beobachtet wurde oder Fehler wie z. B. der Einsatz ungeeigneter Betriebsstoffe vorliegen, die ein entsprechendes GVA-Phänomen verursachen können.

In engem Zusammenhang damit steht die Entscheidung des Experten, wie das beobachtete Ereignis zu bewerten ist. Sind beispielsweise zu einem Testzeitpunkt durch ein GVA-Phänomen eine Komponente aus einer Gruppe von vier Komponenten als ausgefallen und zwei weitere Komponenten aus dieser Gruppe als geschädigt festgestellt worden, stellt sich für den Experten die Frage, wie diese Beobachtung zu bewerten

ist. Dazu wird betrachtet, ob die Komponenten über eine durch die ermittelten Mindestanforderungen festgelegte Einsatzdauer ihre Funktion erfüllen würden, wenn sie in dem beobachteten Schadenszustand angefordert würden.

Meist ist eine sichere Bewertung, ob zu der bereits ausgefallenen Komponente entweder keine, eine oder sogar beide der geschädigten Komponenten bezüglich des zugrunde gelegten Anforderungsfalls zusätzlich als ausgefallen zu bewerten sind, nicht möglich. Die Beurteilung des GVA-Ereignisses durch den Experten ist folglich mit Unsicherheiten behaftet, da er das beobachtete GVA-Ereignis nicht mit Sicherheit eindeutig klassifizieren kann. Diese Art von Unsicherheit wird als Interpretationsunsicherheit bezeichnet.

Da diese Art von Unsicherheiten in der Praxis von GVA-Bewertungen häufig vorkommen und einen nicht unerheblichen Einfluss auf die Schätzung von GVA-Wahrscheinlichkeiten haben können, ergibt sich die Notwendigkeit, Interpretationsunsicherheiten in der Auswertung des Modells direkt zu berücksichtigen.

Das GVA-Modell bietet dem Experten die Möglichkeit, seine Interpretationsunsicherheiten bezüglich des beobachteten GVA-Ereignisses zu spezifizieren. Dies erfolgt dadurch, dass er alle in Frage kommenden Möglichkeiten der Beurteilung (Interpretationshypothesen bzw. Interpretationsalternativen) mit subjektiven Wahrscheinlichkeiten belegt, die seinen Grad an Sicherheit bezüglich des Zutreffens der jeweiligen Alternative ausdrückt.

Bei einer Komponentengruppe mit  $r$  Komponenten gibt es  $r+1$  mögliche Anzahlen ausgefallener Komponenten und somit sind  $r+1$  subjektive Wahrscheinlichkeiten zu spezifizieren. Die Quantifizierung der Interpretationsunsicherheit bzgl. des beobachteten GVA-Ereignisses erfolgt in der Art, dass der Experte davon ausgeht, dass mit subjektiver Wahrscheinlichkeit

$$\begin{aligned} &w_{0\setminus r} \text{ ein (0 von } r\text{)-Ausfall,} \\ &w_{1\setminus r} \text{ ein (1 von } r\text{)-Ausfall,} \\ &\dots \\ &w_{r\setminus r} \text{ ein (r von } r\text{)-Ausfall} \end{aligned}$$

vorliegt. Die subjektiven Wahrscheinlichkeiten  $w_{0\setminus r}, w_{1\setminus r}, \dots, w_{r\setminus r}$  beschreiben den jeweiligen Grad an Vertrauen, den der Experte zu den einzelnen Alternativen hat. Es ist zu beachten, dass folgende Bedingungen erfüllt sind:

$$\sum_{i=0}^r w_{i\setminus r} = 1 \text{ und } \forall_{i=0,1,\dots,r}: w_{i\setminus r} \in [0,1] \quad \text{Gl. D-10}$$

Im Fall  $w_k = 1$  und  $w_{i\setminus r} = 0$  für alle  $i \neq k$  ist sich der Experte absolut sicher, dass ein ( $k$  von  $r$ )-Ausfall vorliegt. Mit  $w_{k\setminus r} = 0$  wird ausgedrückt, dass mit Sicherheit kein ( $k$  von  $r$ )-Ausfall eingetreten ist.

Die obige Ausdrucksweise der Unsicherheiten durch Interpretationshypothesen mit den zugehörigen subjektiven Wahrscheinlichkeiten lässt sich übersichtlich durch einen so genannten Interpretationsvektor  $\mathbf{w} = (w_{0\setminus r}; w_{1\setminus r}; \dots; w_{r\setminus r})$  darstellen. Die Unsicherheit bezüglich der Ereignisinterpretation in der beobachteten Anlage wird somit durch verschiedene Alternativen mit dazu spezifizierten subjektiven Wahrscheinlichkeiten ausgedrückt.

Sind die Interpretationshypothesen mit den dazugehörigen subjektiven Wahrscheinlichkeiten festgelegt, wird durch eine Mischung von Betaverteilungen die Kenntnis über den Kopplungsparameter  $\eta_j$  beschrieben.

Dazu wird zu jeder Interpretationshypothese die entsprechende Betaverteilung erzeugt, die dann mit der jeweiligen subjektiven Wahrscheinlichkeit als Gewicht in die Mischung eingeht.

Die aus den einzelnen Alternativen gewonnenen Verteilungen werden dann mit den subjektiven Wahrscheinlichkeiten  $w_{k\setminus r}$ ,  $k = 0, 1, \dots, r$  als Gewichte gemittelt. Als Ergebnis erhält man damit die Wahrscheinlichkeitsdichte  $p(\eta_j)$  für den Kopplungsparameter  $\eta_j$  des GVA-Ereignisses  $j$ :

$$p(\eta_j) = \sum_{i=0}^r w_{i\setminus r} \cdot \frac{\Gamma(r+1)}{\Gamma(i+\frac{1}{2})\Gamma(r-i+\frac{1}{2})} \eta_j^{i-\frac{1}{2}} (1-\eta_j)^{r-i-\frac{1}{2}} \quad \text{Gl. D-11}$$

Es ist offensichtlich, dass nur diejenigen Alternativen in die Berechnung eingehen, deren subjektive Wahrscheinlichkeiten größer als 0 sind. Die so erhaltene Mischverteilung spiegelt den Kenntnisstand für den Kopplungsparameter  $\eta_j$  des beobachteten GVA-Ereignisses  $j$  unter Einbeziehung der statistischen Unsicherheit sowie der Interpretationsunsicherheiten wieder. Mit Hilfe der Gleichungen D-1, D-2, D-3, D-9 und D-11 lassen sich die resultierenden Verteilungen der GVA-Wahrscheinlichkeiten  $q_{k\setminus r}$  bestimmen.

### D 2.3.3 Voreinstellung der subjektiven Wahrscheinlichkeiten zu den Interpretationsalternativen

Die Aufgabe, direkt subjektive Wahrscheinlichkeiten der verschiedenen ( $k$  von  $r$ )-Interpretationen anzugeben, stellt sich auch für Experten als sehr schwierig dar. Aus diesem Grund wurde ein Verfahren entwickelt, das anhand von leichter zu spezifizierenden Angaben durch den Experten eine automatische Voreinstellung der Interpretationshypothesen und der zugehörigen subjektiven Wahrscheinlichkeiten erlaubt. Diese Voreinstellung der subjektiven Wahrscheinlichkeiten kann in Abhängigkeit der Gegebenheiten und des Kenntnisstandes des Experten verändert werden.

Die notwendigen Angaben zur Erzeugung der Voreinstellung sind die Anzahl der ausgefallenen und die Anzahl der geschädigten Komponenten. Die geschädigten Komponenten können in verschiedene Schädigungskategorien wie z. B. in stark geschädigte, schwach geschädigte und gering (sehr schwach) geschädigte Komponenten eingeteilt werden. Jeder Schädigungskategorie wird ein entsprechender Schädigungswert zugeordnet. In Tabelle D-1 sind die Schädigungskategorien und zugehörigen Schädigungswerte der Voreinstellung aufgeführt.

Der Schädigungswert kann als der Grad an Vertrauen des Experten dafür interpretiert werden, dass eine geschädigte Komponente bei der nächsten Anforderung ausfallen würde. Bei einer stark geschädigten Komponente beschreibt z. B. ein Schädigungswert von 0,5, dass die geschädigte Komponenten mit subjektiver Wahrscheinlichkeit 0,5 bei ihrer nächsten Anforderung ausfallen würde.

Für alle Komponenten  $i = 1, 2, \dots, r$  einer von einem GVA-Ereignis betroffenen Komponentengruppe der Größe  $r$  wird das Ausmaß  $d_i$  der Schädigung der Komponente  $i$  bestimmt. Dazu gibt der Experte eine verbale Beschreibung des Schädigungszustandes der einzelnen Komponenten ab und klassifiziert diese in die Kategorien „ausgefallen“, „stark geschädigt“, „schwach geschädigt“, „gering (d. h. sehr schwach) geschädigt“ und „keine Schädigung“. Den Beschreibungen und darauf folgenden Klassifizierungen werden die oben angegebenen standardisierten Schädigungswerte zugeordnet. Dies entspricht dem Vorgehen der US NRC bei der Bewertung von GVA-Ereignissen /NRC 98/, /WIE 07/. Das Verfahren ist in den USA erprobt und hat sich bewährt.

**Tabelle D-1: Schädigungskategorien und Schädigungswerte**

Schädigungskategorie	Schädigungswert
Ausfall	1
Starke Schädigung	0,5
Schwache Schädigung	0,1
Geringe (d. h. sehr schwache) Schädigung	0,01
Keine Schädigung	0

In bestimmten Fällen können sich Besonderheiten bei der Beurteilung von GVA-Ereignissen ergeben, so dass von den Standardwerten abweichende Schädigungswerte angegeben werden müssen.

Die Werte der Elemente des Interpretationsvektors werden auf der Basis der möglichen Fehlerkombinationen berechnet. Als Beispiel sind für eine Komponentengruppe mit drei Komponenten die Berechnungsvorschriften in Tabelle D-2 dargestellt.

**Tabelle D-2: Berechnungsvorschriften der Elemente des Interpretationsvektors für eine Komponentengruppe mit drei Komponenten**

Ausfallkombination	Berechnung des zugehörigen Wertes der Komponente des Interpretationsvektors
0 von 3	$w_{0\setminus 3} = (1 - d_1)(1 - d_2)(1 - d_3)$
1 von 3	$w_{1\setminus 3} = d_1 (1 - d_2)(1 - d_3) + (1 - d_1)d_2(1 - d_3) + (1 - d_1)(1 - d_2)d_3$
2 von 3	$w_{2\setminus 3} = d_1 d_2(1 - d_3) + d_1(1 - d_2) d_3 + (1 - d_1)d_2 d_3$
3 von 3	$w_{3\setminus 3} = d_1 d_2 d_3$

Wurde zum Beispiel bei einem GVA-Ereignis in einer Komponentengruppe mit drei Komponenten beobachtet, dass eine Komponente ausgefallen, eine stark geschädigt und eine nicht geschädigt war, ergibt sich aus

dem Schädigungsvektor  $\mathbf{d} = (d_1; d_2; d_3) = (1; 0,5; 0)$  und aus der obigen Berechnungsvorschrift der voreingestellte Interpretationsvektor  $\mathbf{w} = (w_{0\setminus 3}; w_{1\setminus 3}; w_{2\setminus 3}; w_{3\setminus 3}) = (0; 0,5; 0,5; 0)$ . Das Ereignis wird dann aufgrund der Schädigungsbeurteilung der Komponenten so interpretiert, dass mit 50 % subjektiver Wahrscheinlichkeit ein (1 von 3)-Ausfall und mit 50% subjektiver Wahrscheinlichkeit ein (2 von 3)-Ausfall vorliegt.

Unter Verwendung des ermittelten Interpretationsvektors  $\mathbf{w}$  wird über die oben beschriebene Vorgehensweise (siehe Gleichung D-9) eine subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung für den Kopplungsparameter bezüglich des zugrunde liegenden GVA-Ereignisses bestimmt.

#### D 2.3.4 Berücksichtigung unterschiedlicher Expertenschätzungen

Aufgrund der oftmals nur unvollständig vorliegenden Beschreibungen der GVA-Ereignisse und der sich damit als schwierig erweisenden qualitativen Beurteilungen der beobachteten GVA-Ereignisse und der Übertragbarkeit auf eine Komponentengruppe in der Zielanlage kann die Bewertung von GVA-Ereignissen nicht als exakt betrachtet werden. Vielmehr ist die Bewertung von der subjektiven Einschätzung des Experten abhängig.

Damit der Ermittlung der GVA-Wahrscheinlichkeiten eine möglichst realistische Beurteilungsbasis zugrunde liegt, sollten die verschiedenen Beurteilungsalternativen, die sich aufgrund der verschiedenen Sichtweisen der Experten ergeben, berücksichtigt werden. Deshalb ist es sinnvoll, mehrere Experten in die Beurteilung und Bewertung der vorliegenden GVA-Ereignisse einzubeziehen.

Aus diesem Grund werden die Bewertungen mehrerer Experten und die damit verbundenen Unterschiede bei der Ermittlung der interessierenden GVA-Wahrscheinlichkeiten berücksichtigt. Die angewandte Methodik zur Expertenbeurteilung von GVA-Ereignissen besteht aus zwei Teilen:

1. Diskussion der GVA-Ereignisse und der Übertragbarkeit auf die Komponentengruppe in der Zielanlage unter den Experten.
2. Unabhängige Beurteilung der GVA-Ereignisse und der Übertragbarkeit durch die jeweiligen Experten.

Im Teil 1 wird den teilnehmenden Experten jeweils die Fallbeschreibung eines relevanten GVA-Ereignisses vorgelegt. Nach Durchsicht der Fallbeschreibung erfolgt die Diskussion unter den Experten, wobei verschiedene Sichtweisen dargelegt und argumentativ begründet sowie Mehrdeutigkeiten bzw. Unklarheiten in der Beschreibung erörtert und so weit wie möglich geklärt werden sollen. Diskussionsziel der Expertenrunde ist in jedem Fall eine einheitliche Festlegung der Größe der betroffenen Komponentengruppen. Außerdem sollte möglichst ein Konsens bzgl. der qualitativen Beurteilung des vorliegenden GVA-Ereignisses erzielt werden. Die qualitative Beurteilung wird schriftlich festgehalten.

Trotz eingehender Diskussion werden jedoch oftmals unterschiedliche Meinungen bzgl. des GVA-Ereignisses zwischen den Experten bestehen bleiben, die folglich zu unterschiedlichen qualitativen Beurteilungen und den darauf basierenden quantitativen Bewertungen führen. Durch die unterschiedlichen Ereignisbeurteilungen der Experten ergibt sich somit ein vollständigeres Bild von der Unsicherheit bzgl. der Beurteilung des zu bewertenden GVA-Ereignisses und der Übertragbarkeit als im Falle nur eines Experten.

Nach der Diskussion des zu bewertenden GVA-Ereignisses erfolgt im nächsten Schritt (Teil 2 der Vorgehensweise) die eigentliche Expertenbewertung. Dazu führt jeder einzelne Experte für sich die quantitative Bewertung des zugrunde liegenden GVA-Ereignisses durch, indem er - wie bereits beschrieben - jeder Komponente der Gruppe eine der möglichen Schädigungsklassen und den damit verbundenen Schädigungswert zuordnet sowie die Übertragbarkeit des dem GVA-Ereignis zugrunde liegenden GVA-Phänomens auf die Komponentengruppe in der Zielanlage bestimmt. Diese quantitativen Bewertungen jedes Experten werden schriftlich festgehalten.

Für jeden Experten ergibt sich somit eine subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des Kopplungsparameters sowie ein Wert des Übertragungsfaktors. Um die Bewertungsunsicherheit einzubeziehen und dabei die Angaben eines jeden teilnehmenden Experten gleichermaßen zu berücksichtigen, wird die Mischverteilung aus den jeweiligen Verteilungen der GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten gebildet, die sich anhand der Ereignisbewertungen der einzelnen Experten ergeben haben.

Nehmen  $NE$  Experten an der Beurteilung der GVA-Ereignisse teil, wird für jeden einzelnen Experten  $L$  ( $L = 1, \dots, NE$ ) seiner Beurteilung gemäß eine subjektive Verteilung  $p_L(q_{k\setminus r; j})$  der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten nach der im vorigen Abschnitt beschriebenen Vorgehensweise ermittelt. Der gegenüber der Notation in vorigen Abschnitt hinzugefügte Index „ $L$ “ drückt aus, dass es sich um die jeweilige subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung des Experten „ $L$ “ handelt.

Da alle teilnehmenden Experten als gleichermaßen kompetent betrachtet werden, ist jede einzelne Expertenbeurteilung als gleich bedeutend und demzufolge mit gleicher Gewichtung in die Berechnung der resultierenden Verteilung der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten einzubeziehen.

Die resultierende Wahrscheinlichkeitsverteilung der anteiligen GVA-Wahrscheinlichkeiten ergibt sich somit als Mischung der Verteilungen  $p_L(q_{k\setminus r;j})$  über alle Experten, wobei jede der Verteilungen mit dem gleichen Gewicht  $1/NE$  in die Mischung eingeht. Damit erhält man für die Wahrscheinlichkeitsverteilung der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten:

$$p(q_{k\setminus r;j}) = \frac{1}{NE} \sum_{L=1}^{NE} p_L(q_{k\setminus r;j}) \quad \text{Gl. D-12}$$

Die gesuchten Verteilungen der GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten  $p(q_{k\setminus r})$  lassen sich daraus gemäß Gleichung Gl. D-5 berechnen.

### D 2.3.5 Berücksichtigung der verbleibenden Unsicherheitsquellen

Im Folgenden wird die Berücksichtigung der verbleibenden, noch nicht einbezogenen Unsicherheitsquellen wie z. B. eine mögliche Inhomogenität von Populationen, eine Verletzung der Modellannahmen usw. beschrieben. Diese Unsicherheit kann wie folgt einbezogen werden: Wenn  $q_{k\setminus r}$  die Wahrscheinlichkeit eines (k von r)-GVA bezeichnet, die anhand der in der betrachteten Population aufgetretenen Ereignisse geschätzt wurde, so wird aufgrund der weiteren Unsicherheiten im Allgemeinen die für die Zielkomponentengruppe zutreffende Wahrscheinlichkeit eines (k von r)-GVA, die im Folgenden als  $\hat{q}_{k\setminus r}$  bezeichnet wird, von  $q_{k\setminus r}$  abweichen. Der genaue Wert der Abweichung ist jedoch nicht bekannt. Somit lässt sich für  $\hat{q}_{k\setminus r}$  nur eine Wahrscheinlichkeitsverteilung angeben. Diese bedingte (d. h. vom Wert  $q_{k\setminus r}$  abhängige) Verteilung  $p(\hat{q}_{k\setminus r}|q_{k\setminus r})$  quantifiziert die zusätzlichen, im Modell zuvor nicht explizit berücksichtigten Unsicherheitsquellen. Jedes denkbare Verfahren zur Berücksichtigung weiterer Unsicherheitsquellen weist diese allgemeine Form auf. Die Verteilung der für die Zielkomponentengruppe gültigen GVA-Wahrscheinlichkeiten  $p(\hat{q}_{k\setminus r})$  kann als Integral des Produktes der aus der beobachteten Population bestimmten Verteilung  $p(q_{k\setminus r})$  mit der die weiteren Unsicherheitsquellen quantifizierenden bedingten Verteilung  $p(\hat{q}_{k\setminus r}|q_{k\setminus r})$  berechnet werden:

$$p(\hat{q}_{k\setminus r}) = \int_0^1 p(\hat{q}_{k\setminus r}|q_{k\setminus r})p(q_{k\setminus r})dq_{k\setminus r} \quad \text{Gl. D-13}$$

Im Allgemeinen liegen keine Informationen vor, dass sich die Unsicherheitsquellen in den verschiedenen Komponentengruppen verschieden stark auswirken. Deshalb wird für alle Komponentengruppen dieselbe Verteilung  $p(\hat{q}_{k\setminus r}|q_{k\setminus r})$  verwendet.

Angesichts der sehr geringen Anzahl von beobachteten Ereignissen in einzelnen Komponentengruppen ist es nicht möglich, die genaue Form der Verteilung bzw. ihre Charakteristika aus der Betriebserfahrung zu bestimmen. Deshalb sind plausible Annahmen über  $p(\hat{q}_{k\setminus r}|q_{k\setminus r})$  zu treffen. Im Folgenden wird angenommen, dass  $p(\hat{q}_{k\setminus r}|q_{k\setminus r})$  eine Betaverteilung ist. Zur Bestimmung der Parameter wird angenommen, dass der Erwartungswert unter der Verbreiterung erhalten bleibt, d. h. dass die Nicht-Verfügbarkeiten  $\hat{q}_{k\setminus r}$  in der Zielkomponentengruppe im Mittel genauso groß sind wie  $q_{k\setminus r}$ , dass die Standardabweichung von  $p(\hat{q}_{k\setminus r}|q_{k\setminus r})$  proportional zu  $q_{k\setminus r}$  ist. Dies wird gefordert, damit die relative Unsicherheit unabhängig vom absoluten Wert  $q_{k\setminus r}$  ist. Dann sind relative Unterschiede zwischen  $\hat{q}_{k\setminus r}$  und  $q_{k\setminus r}$  gleich wahrscheinlich. Z. B. ist die Wahrscheinlichkeit, dass  $\hat{q}_{k\setminus r}$  um 10 % höher ist als  $q_{k\setminus r}$ , unabhängig von der absoluten Größe von  $q_{k\setminus r}$ . Der Proportionalitätsfaktor wird im Folgenden als  $\varrho$  bezeichnet, dass – wie bei der bisherigen, in /DAT 05/ beschriebenen Vorgehensweise – die „verbreiterten“ Verteilungen einen Streufaktor von mindestens 4 aufweisen. Der Streufaktor (auch als K-Faktor oder K95-Faktor bezeichnet) ist definiert als Verhältnis des 95 %-Quantils zum Median.

Damit ergibt sich die Verbreiterungsverteilung zu

$$p(\hat{q}_{k\setminus r}|q_{k\setminus r}) = \frac{(1-\hat{q}_{k\setminus r})^{\beta-1} \hat{q}_{k\setminus r}^{\alpha-1}}{f_{\beta}(\alpha,\beta)} \quad \text{Gl. D-14}$$

wobei  $f_{\beta}(\alpha, \beta)$  die Betafunktion bezeichnet. Die Parameter  $\alpha$  und  $\beta$  der Betaverteilung lassen sich aus den oben dargestellten Annahmen bestimmen zu

$$\alpha = \frac{1 - q_{k \setminus r} - \varrho^2 q_{k \setminus r}}{\varrho^2} \quad \text{Gl. D-15}$$

und

$$\beta = \frac{1 - 2 q_{k \setminus r} - \varrho^2 q_{k \setminus r} + (q_{k \setminus r})^2 + \varrho^2 (q_{k \setminus r})^2}{\varrho^2} \quad \text{Gl. D-16}$$

wobei der die relative Breite der Verteilung bestimmende Faktor  $\varrho$  gegeben ist durch

$$\varrho = 0,9463 \quad \text{Gl. D-17}$$

## D 2.4 BERECHNUNG VON GVA-WAHRSCHEINLICHKEITEN

Die Berechnung der GVA-Wahrscheinlichkeiten bezüglich der zu bewertenden Komponentengruppe in der Zielanlage basiert auf folgenden Größen für jedes relevante GVA-Ereignis  $j$ :

- der Beobachtungszeit  $T$  der Population von Komponentengruppen,
- der Größen der Komponentengruppen, in denen GVA aufgetreten sind,
- der Fehlerentdeckungszeit  $t_j$  für die Zielkomponentengruppe,
- der Größe der Zielkomponentengruppe und
- den Expertenschätzungen der Schädigungen und des Übertragbarkeitsfaktors.

Gemäß dem in Abschnitt 2.3.4 beschriebenen Verfahren werden für alle Experten und alle beobachteten GVA-Ereignisse die jeweiligen subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen für den Kopplungsparameter bestimmt (Gleichung D-7). Ebenso wird die Verteilung der Raten unter Verwendung der Beobachtungszeit  $T$  bestimmt (Gleichung D-9).

Die dann folgenden Rechenschritte werden numerisch mit Hilfe von Monte-Carlo-Verfahren ausgeführt, mit denen die gesuchten Verteilungen jeweils näherungsweise bestimmt werden.

Unter Verwendung des vom jeweiligen Experten für das Ereignis  $j$  geschätzten Übertragbarkeitsfaktors  $f_{j,L}$  werden die expertenspezifischen Wahrscheinlichkeitsdichten  $p_L(q_{k \setminus r; j})$  der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten für alle Ausfallkombinationen ( $k$  von  $r$ ) der Zielkomponentengruppe gemäß Gleichung D-1 unter Verwendung von Gleichungen D-2, D-3, D-7 und D-9 bestimmt.

Mithilfe von Gleichung D-12 werden die Wahrscheinlichkeitsdichten  $p(q_{k \setminus r; j})$  der anteiligen GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten für das Ereignis  $j$  berechnet. Diese Rechnungen werden für alle in der betrachteten Population beobachteten GVA-Ereignisse durchgeführt.

Danach werden gemäß Gleichung D-5 die gesuchten Wahrscheinlichkeitsdichten  $p(q_{k \setminus r})$  der GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten eines ( $k$  von  $r$ )-GVA in der Komponentengruppe der Zielanlage bestimmt.

Abschließend werden die verbleibenden Unsicherheiten gemäß Gleichung D-13 unter Verwendung von Gleichungen D-14 bis D-17 einbezogen.

### D 3 LITERATUR

- /BER 80/ Berger, J. O.: Statistical Decision Theory and Bayesian Analysis, 2<sup>nd</sup> Edition, Springer, 1980.
- /BOX 73/ Box, G. E. P. E G. Tiao: Bayesian Inference in Statistical Analysis, Adison-Wesley, 1973.
- /DAT 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-SCHR-38/05, Salzgitter, Oktober 2005.
- /GAL 10/ Gallner, L., Kreuser, A., Leberecht, M., Stiller, J.: Methodenentwicklung zur konsistenten Berücksichtigung gemeinsam verursachter Ausfallereignisse (GVA) in PSA, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3552, Köln, 2010.
- /KRE 03/ Kreuser, A., Peschke J.,: Kopplungsmodell: Modell zur Berechnung von GVA-Wahrscheinlichkeiten, Unterlage zum GRS-Seminar PEAK, Köln, 12. März 2003.
- /KRE 06/ Kreuser, A., Peschke J., Stiller, J.: Further Development of the Coupling Model, Kerntechnik, Vol. 71, 2006.
- /MET 05/ Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse: Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-SCHR-37/05, Salzgitter, Oktober 2005.
- /MOS 88/ Mosleh, A., et al.: Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies, Final Report, NUREG/CR-0400 Vol. 1 , Februar 1988, Vol. 2, Dezember 1988.
- /NRC 98/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC, Hrsg.): Common-Cause Failure Database and Analysis System, Volume 3: Data Collection and Event Coding, NUREG/CR-6268, Juni 1998.
- /POU 87/ Poucet, A., Amendola, A., Cacciabue, P. C.: CCF-RBE: Common Cause Failure Reliability Benchmark Exercise, Final Report, EUR 11054 EN, CEC Joint Research Centre, Ispra, Italy, April 1987.
- /STI 09/ Stiller, J. C., Peschke J.: Konsistente Berücksichtigung der Unsicherheit bezüglich der Rate von GVA-Ereignissen bei der Anwendung des Kopplungsmodells, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3466, Köln, 2009.
- /WIE 07/ Wierman, T E., Rasmuson, D. M., Mosleh, A.: Common-Cause Failure Database and Analysis System: Event Data Collection, Classification, and Coding, NUREG/CR-6268, 2007.

## **ANHANG E: PERSONALHANDLUNGEN (MB)**

### **E 1 EINFÜHRUNG**

In dem vorliegenden Anhang E werden zur Thematik der Modellierung und Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen ausgesuchte Fragestellungen ausführlicher behandelt sowie übergeordnete allgemeine Begrifflichkeiten und Definitionen erläutert.

Zunächst wird die qualitative Analyse und Bewertung von Personalhandlungen dargestellt, welche für jede nachfolgende quantitative Bewertung der Zuverlässigkeit von zentraler Bedeutung ist.

In Abschnitt E 3 wird ein Überblick über verfügbare methodische Ansätze gegeben. Dabei werden die Verfahren jeweils kurz beschrieben; außerdem wird auf die Anwendungsbereiche, Leistungsfähigkeit und Grenzen der Verfahren sowie Aufwand und Nutzen eingegangen.

Darauf folgt die Darstellung eines exemplarischen Analysebeispiels, bei dem eine der gebräuchlichen Analysen mit THERP /BEL 83/, /SWA 83/ gemäß den Methoden und Techniken der ersten Generation beschrieben wird. Abschließend wird auf die Nutzung retrospektiver Erkenntnisse für die prospektive Analyse eingegangen, um die Möglichkeit der Berücksichtigung von Erkenntnissen, die aus der Betriebserfahrung gewonnen wurden, aufzuzeigen.

### **E 2 QUALITATIVE ANALYSE UND BEWERTUNG**

#### **E 2.1 ZIELSETZUNG**

Die wesentliche Zielsetzung der qualitativen Analyse und Bewertung im Rahmen einer Modellierung und für eine prospektive Analyse auch vorzunehmende Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen (nachfolgend auch Human Reliability Assessment, HRA, bzw. Human Factor (HF)-Analyse genannt) ist es

- eine genaue Vorstellung darüber zu gewinnen, welche Handlungen sich in der zeitabhängigen Entwicklung jedes Ereignisablaufpfades aufgrund der Prozessabläufe und dem Betriebsreglement ergeben,
- die zu erwartenden Handlungsabläufe (Modell der erwarteten Handlungen, Handlungsmodell) zu analysieren und zu modellieren,
- zu ermitteln, welche das Handeln des Menschen beeinflussende kontextspezifische und anlagenbezogene Randbedingungen und Faktoren bei der Durchführung der Aufgaben vorherrschen,
- unter Zugrundelegung einer geeigneten Taxonomie mögliche Fehler und ihre Auswirkungen zu analysieren,
- die Grundlagen für die nachfolgende quantitative Bewertung zu erarbeiten und zu dokumentieren.

#### **E 2.2 FELDSTUDIEN**

Dazu ist zunächst das sozio-technische System Kernkraftwerk auszuwerten, d. h. die konkrete Arbeitsumgebung zu beobachten und der sozio-technische Kontext sowie die Mensch-Maschine-Interaktion zu analysieren, um mit den Prozeduren und den Praktiken, die innerhalb der Organisation einer zu untersuchenden Anlage umgesetzt sind, vertraut zu werden; dies trifft ebenfalls auf die eingeführte Sicherheitsphilosophie und die Strategie zu, die diese Prozeduren und Praktiken beeinflussen.

Gegenstand der Beobachtung, Prüfung und Auswertung sind dabei insbesondere folgende Bereiche

- Auslegung,
- Systemverhalten,
- Sicherheitssysteme,
- personelle Aufgaben und Maßnahmen,
- Arbeitsbedingungen,
- organisatorische Aspekte,
- Management-Gesichtspunkte,

mit der Zielsetzung einer ersten anlagenbezogenen Spezifizierung der generischen Inhalte der herangezogenen theoretischen Basis, d. h. der Modellvorstellung und zugeordneten Fehlertaxonomie menschlichen Handelns, systemtechnischer Prozesse und Abläufe als auch der Mensch-Maschine-Interaktion.

Die Zielsetzung dieser ersten Auswertung liegt in

- Erfassung (während Vor-Ort-Begehungen) von generellen Informationen zum Anlagenlayout (allgemein), Warten, administrativen Regelungen etc.,
- Erfassung der generellen Angaben zum Personal, wie Personalplanung, Schulungspläne und -stand, Ausbildungsstand und Qualifikation,
- Erfassung und Beschreibung der übergeordneten Betriebs- und Systemziele sowie der entsprechenden Funktionen und organisatorischen Randbedingungen,
- Analyse der vorhandenen schriftlichen betrieblichen Regelungen (sbR), wie Arbeitsanweisungen und Prozeduren, welche HF-bezogene Aspekte aufweisen und
- Analyse umgebungs- und kontextabhängiger Randbedingungen und Einflussgrößen, welche möglicherweise die Durchführung von Personalhandlungen beeinflussen.

## E 2.3 AUFGABENANALYSE

Mit der anschließenden detaillierten Untersuchung und Analyse der konkreten Handlungen und Maßnahmen des Personals, d. h. der tatsächlichen Manifestationen bei der Durchführung von Maßnahmen und Überwachungsaufgaben, erfolgt die sog. Aufgabenanalyse, deren Durchführung als weitere Voraussetzung sowohl für die retro- wie auch für die prospektive Analyse mit einer quantitativen Bewertung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen unabdingbar ist.

Von der Untersuchung betroffen sind alle Bereiche, die Gegenstand einer durchzuführenden PSA sind, wie auch die zu analysierenden Handlungen und Maßnahmen im Rahmen einer retrospektiven Ereignisanalyse bzw. konkret der durchzuführenden Ursachenanalyse.

Abhängig von der herangezogenen theoretischen Basis, d. h. dem methodischen Ansatz und der zugeordneten Fehlertaxonomie, der ggf. auch Ursachen und Wirkungen von Fehlern menschlichen Handelns in Bezug auf kognitive Funktionen und Prozesse in der Wechselwirkung mit dem sozio-technischen Umfeld reflektiert, können über die bisher verwendeten sog. Methoden und Techniken der ersten Generation (vgl. auch Abschnitt E 3) hinaus Ursachen, Faktoren und Fehlermechanismen in Bezug auf kognitive Funktionen und Prozesse identifiziert und berücksichtigt werden. In diesem Falle können anzunehmende Fehlermechanismen mit daraus resultierenden Fehlerarten dazu führen, dass weitere zu erwartende Handlungsabläufe zu untersuchen sind.

Für die konkrete Umsetzung in einer PSA sind letztendlich mögliche sichtbare Formen von Fehlern menschlichen Handelns, d. h. von Handlungsfehlern als Manifestationen der nicht-sichtbaren Fehlermechanismen, bezüglich ihrer Auswirkungen zu untersuchen, aber im Falle einer weiterentwickelten Herangehensweise kann dies auf der Basis auch von nicht-sichtbaren Ursachen und Wirkungen in Bezug auf kognitive Funktionen erfolgen, die durch externe, kontextabhängige Faktoren bzw. Ursachen ausgelöst werden.

Die Zielsetzung dieser zweiten intensivierten Phase der Auswertung des sozio-technischen Systems, der Aufgabenanalyse, liegt somit in der Erfassung und Ermittlung all der Informationen, Daten und Parameter, die sich abhängig von der herangezogenen theoretischen Basis auch auf die kognitiven Funktionen und Prozesse der zu untersuchenden konkreten Handlungen und Maßnahmen des Personals beziehen.

Nachfolgend wird auf ausgesuchte Fragestellungen im Zusammenhang mit der Durchführung einer Aufgabenanalyse eingegangen, um danach die Grundzüge einer retrospektiven Analyse darzustellen.

Wesentliches Qualitätsmerkmal einer Aufgabenanalyse ist, inwieweit diese die zu erwartenden Handlungsabläufe möglichst realistisch in der zeitabhängigen Entwicklung der jeweiligen Ereignisablaufpfade in einem angemessenen Detaillierungsgrad abbildet (vgl. z. B. nachfolgende Tabelle E-1).

**Tabelle E-1: Tabellarische Erfassung der zu erwartenden Handlungsabläufe nach Eintreten eines Ereignisses oder Auftreten einer Einwirkung (Aufgabenanalyse; exemplarischer Auszug für Analyse des Nachbetriebs)**

Lfd. Nr.	Auftreten Meldungen / (BHB-) Schritt	Entscheidungsfindung / Maßnahme	Betätigungsbaustein, -feld, -hinweis / Anzeige / Armatur	Wer / Platz / Ort	Notizen (u. a. Kontrollen)	Zeiten [min]- Erkennung / Durchführung	Einflussfaktoren (externe / interne Faktoren)	Potenzielle Fehlerarten	Bemerkung / Begründung der (nicht-)berücksichtigten Fehlerarten
5	WT11 Schritt (1)	Anweisung: SUSALeitstand besetzen Schichtleiter (SL) benennt 2 Mitarbeiter (MA), die SUSALeitstand besetzen	Hauptwarte	Wer: SL  Ort: Warte	in SUSALeitstand als ursprüngliche Notsteuerstelle gilt „4 Augen-Prinzip“, d. h. es müssen immer 2 Mitarbeiter anwesend sein	Max. 5 Minuten	langsame Zeitentwicklung des Gefährdungspotenzials,  externe Beanspruchungen,  zu weitgehende Verallgemeinerung	Unterlassung;  verzögerte Ausführung	Die Anweisung des Maßnahmenmoduls WT11 als Übergang aus dem nicht-erfolgreichen Maßnahmenmodul WT10 wird zusammen mit dem Einstieg über die Entscheidungsraute WT10 „T <sub>BELB</sub> fällt →JA / NEIN“ modelliert, vgl. lfd. Nr.1  berücksichtigt wird insgesamt:  <b>keine Anweisung/Einstieg in WT11</b>
7		Schlüssel für SUSASchlüsselschrank ausgeben	Schlüsselschrank auf Hauptwarte	Wer: SL  Ort: Warte	SL hat Schlüssel für Schlüsselschrank auf Hauptwarte;  Zugang zu SUSASelbst geht über Ausweisleser		Externe Ablenkung  Unaufmerksamkeit	Unterlassung; verzögerte Ausführung  Verwechslung	auf SUSALeitstand ist auch „Notschlüssel“ für SUSASchlüsselschrank vorhanden (müsste man Scheibe einschlagen).  Mögliche Fehler bei der Schlüsselausgabe werden aufgrund der Ereignisausgangssituation (bestimmungsgemäßer Betrieb) und der kontextspezifischen Randbedingung als vernachlässigbar bewertet.

Lfd. Nr.	Auftreten Meldungen / (BHB-) Schritt	Entscheidungsfindung / Maßnahme	Betätigungsbaustein, -feld, -hinweis / Anzeige / Armatur	Wer / Platz / Ort	Notizen (u. a. Kontrollen)	Zeiten [min]- Erkennung / Durchführung	Einflussfaktoren (externe / interne Faktoren)	Potenzielle Fehlerarten	Bemerkung / Begründung der (nicht-)berücksichtigten Fehlerarten
10	WT11 Schritt (2)	Armaturen des SUSLA-Lagerbeckenkühlstrangs TF 10 TG 41 S 201 geöffnet	große Armatur in der Nähe des SHB, Spindelstellung nicht einfach erkennbar => muss zwischen Rohrleitungen hindurch schauen	Wer: Maschinist in Reaktorgebäude (RG)  Ort: A 03.11 (RG)	Offen verriegelt		Externe Ablenkung  Unaufmerksamkeit  Zugangsschwierigkeit  Abstand zur technischen Einrichtung groß	Unterlassung, Verwechslung der Armatur, Spindelstellung falsch abgelesen	Mögliche Fehler dieses Schrittes (2) werden als vernachlässigbar bewertet, da die beiden Armaturen nach Umsetzung des Änderungsverfahrens offen verriegelt sind und damit die entsprechenden Meldungen auf der Warte anstehen.
16	WT11 Schritt (3)	Drosselarmatur für TF10 TH 45 S 102 ist 100% (AUF)	Warte: Pult bei TG-System	Wer: SL  Ort: Warte			Externe Ablenkung  Unaufmerksamkeit	Unterlassung, Verwechslung, (Zeiger-)Anzeige falsch abgelesen	Mögliche Fehler dieses Schrittes (3) werden als vernachlässigbar bewertet, da die Armatur nach Umsetzung des Änderungsverfahrens in der Stellung AUF „elektrisch unscharf“ geschaltet ist und damit die entsprechende Meldung auf der Warte ansteht.
17		SL gibt Rückmeldung an MA in SUSLA bezüglich Armaturenstellung TG 41 S 201/202 und TH 45 S 102		Wer: SL  Ort: Warte			Externe Ablenkung  Unaufmerksamkeit	Unterlassung  Kommunikationsfehler	Da MA in SUSLA aufgrund der dort fehlenden Anzeigen die Kontrollschritte (2) und (3) nicht abhaken können, ist Rückmeldung bez. der Armaturenstellung von der Warte nach SUSLA erforderlich; aufgrund der organisatorischen Festlegungen und geübten Praxis ist zu erwarten, dass MA auf SUSLA bei fehlender Rückmeldung von der Warte dort rückfragen berücksichtigt wird insgesamt:  <b>keine Rückmeldung/-frage</b>

Lfd. Nr.	Auftreten Meldungen / (BHB-) Schritt	Entscheidungsfindung / Maßnahme	Betätigungsbaustein, -feld, -hinweis / Anzeige / Armatur	Wer / Platz / Ort	Notizen (u. a. Kontrollen)	Zeiten [min]- Erkennung / Durchführung	Einflussfaktoren (externe / interne Faktoren)	Potenzielle Fehlerarten	Bemerkung / Begründung der (nicht-)berücksichtigten Fehlerarten
20	WT11 Schritt (4)	Schlüsselschalter betätigen	SUSA-Pult GU 29 T 204	Wer: 1. MA weist an und kontrolliert, 2. MA führt durch  Ort: SUSA-Leitstand	Rückmeldung zur Warte, wenn alle Maßnahmen auf SUSA-Leitstand durchgeführt worden sind, MA auf SUSA-Leitstand arbeiten selbstständig Maßnahmen ab – soweit technisch möglich		Externe Ablenkung  Arbeitsplatzbedingung  Unaufmerksamkeit	Unterlassung (Überspringen)	berücksichtigt wird:  <b>keine Betätigung Schlüsselschalter</b>
21	WT11 Schritt (5)	Funktionsgruppe Nebenkühlwasser VE 62 betätigen	Knopf an SUSA-Pult (-wand) GU 30 T 228	Wer: 1. MA weist an und kontrolliert, 2. MA führt durch  Ort: SUSA-Leitstand	Leuchtanzeige, wenn Funktionsgruppe in Betrieb ist		Externe Ablenkung  Arbeitsplatzbedingung  Unaufmerksamkeit	Verwechslung (Verwechslungspotenzial mit VR 62, identische Schalter/Knöpfe wenige Zentimeter entfernt!)	berücksichtigt wird:  <b>Verwechslung mit VR 62</b>  Betätigung hat keine direkte Auswirkung auf die Funktion anderer Systeme

Lfd. Nr.	Auftreten Meldungen / (BHB-) Schritt	Entscheidungsfindung / Maßnahme	Betätigungsbaustein, -feld, -hinweis / Anzeige / Armatur	Wer / Platz / Ort	Notizen (u. a. Kontrollen)	Zeiten [min]- Erkennung / Durchführung	Einflussfaktoren (externe / interne Faktoren)	Potenzielle Fehlerarten	Bemerkung / Begründung der (nicht-)berücksichtigten Fehlerarten
26	MLS WT01, Blatt A  Wiederholung	Entscheidungsraute WT11 „T <sub>BELB</sub> fällt →JA / NEIN“	TG 01 T 001;  SL hat auch Anzeige auf seinem Monitor	Wer: SL trifft Entscheidung  Ort: Warte	Es wird davon ausgegangen, dass sich die beiden MA noch auf SUSA befinden	Um ein Fallen der Temperatur feststellen zu können, ist aufgrund des Abkühlgradienten ist die Temperatur einige Minuten zu beobachten	nicht lange genug Anzeige beobachtet, um eindeutigen Temperaturentrend zu erkennen;  langsame Zeitentwicklung  externe Beanspruchungen, zu weitgehende Verallgemeinerung	Ablesefehler Unterlassung, Verwechslung, vorzeitige Ausführung verzögerte Ausführung	analysiert und bewertet wird die Möglichkeit der Korrektur nach dem nicht-erfolgreichen Maßnahmenmodul WT11 durch den SL, vgl. auch lfd. Nr. 24 und 25;  eine vorzeitige wiederholte Ausführung ist nicht schädlich;  berücksichtigt wird insgesamt:  <b>keine Anweisung: Wiederholung WT11</b>
36	Wiederholung	SL gibt Rückmeldung an MA in SUSA bezüglich Armaturenstellung TG 41 S 201/202 und TH 45 S 102		Wer: SL  Ort: Warte			Externe Ablenkung  Unaufmerksamkeit	Unterlassung  Kommunikationsfehler	Da MA in SUSA aufgrund der dort fehlenden Anzeigen die Kontrollschritte (2) und (3) ggf. nicht abgehakt haben, ist insbesondere bei der wiederholten Durchführung die Rückmeldung bez. der Armaturenstellung von der Warte nach SUSA erforderlich; aufgrund der organisatorischen Festlegungen und geübten Praxis werden für die wiederholte Durchführung Fehler bei der Rückmeldung als vernachlässigbar bewertet

Lfd. Nr.	Auftreten Meldungen / (BHB-) Schritt	Entscheidungsfindung / Maßnahme	Betätigungsbaustein, -feld, -hinweis / Anzeige / Armatur	Wer / Platz / Ort	Notizen (u. a. Kontrollen)	Zeiten [min]- Erkennung / Durchführung	Einflussfaktoren (externe / interne Faktoren)	Potenzielle Fehlerarten	Bemerkung / Begründung der (nicht-)berücksichtigten Fehlerarten
40	WT11 Schritt (5)  Wiederholung	Funktionsgruppe Nebenkühlwasser VE 62 betätigen	Knopf an SUSAPult (-wand)  GU 30 T 228	Wer: 1. MA weist an und kontrolliert, 2. MA führt durch  Ort: SUSALeitstand	Leuchtanzeige, wenn Funktionsgruppe in Betrieb ist		Externe Ablenkung  Arbeitsplatzbedingung  Unaufmerksamkeit	Verwechslung (Verwechslungspotenzial mit VR 62, identische Schalter/Knöpfe wenige Zentimeter entfernt!)	berücksichtigt wird:  <b>Verwechslung mit VR 62</b>  Betätigung hat keine direkte Auswirkung auf die Funktion anderer Systeme
43	WT11 Schritt (7) und (8)  Wiederholung	Lagerbeckentemperatur TG 01 T 601 (SUSA) <b>fällt/fällt nicht</b>	SUSA-Leitstand: Zeiger und Schreiber	Wer: MA  Ort: SUSALeitstand			Externe Ablenkung  Arbeitsplatzbedingung  Unaufmerksamkeit	Unterlassung, Verwechslung, Anzeige falsch abgelesen, nicht lange genug gewartet	möglicherweise fehlende/fehlerhafte Bearbeitung hat keine Auswirkungen bei zuvor erfolgreichen Schritten bei der wiederholten Durchführung (deshalb hier vernachlässigbar), sondern wirkt sich auf evtl. erforderlichen nächsten Schritt des SL aus, vgl. lfd. Nr. 45

Lfd. Nr.	Auftreten Meldungen / (BHB-) Schritt	Entscheidungsfindung / Maßnahme	Betätigungsbau- stein, -feld, -hin- weis / Anzeige / Armatur	Wer / Platz / Ort	Notizen (u. a. Kontrol- len)	Zeiten [min]- Er- kennung / Durch- führung	Einflussfak- toren (ex- terne / in- terne Fakto- ren)	Potenzielle Feh- lerarten	Bemerkung / Begründung der (nicht-)berücksich- tigten Fehlerarten
45	MLS WT01, Blatt A	Entscheidungsraute WT11 „T <sub>BELB</sub> fällt →JA / NEIN“  Entscheidung zum Über- gang nach WT12	TG 01 T 001; SL hat Anzeige auf seinem Monitor	Wer: SL trifft Ent- scheidung  Ort: Warte		Um ein Fallen der Temperatur fest- stellen zu können, ist aufgrund des Abkühlgradienten ist die Temperatur einige Minuten zu beobachten	nicht lange ge- nug Anzeige beobachtet, um eindeuti- gen Tempera- turtrend zu er- kennen;  langsame Zei- tentwicklung  externe Bean- spruchungen,  zu weitge- hende Verall- gemeinerung	Ablesefehler Unterlassung, Verwechslung, vorzeitige Aus- führung verzögerte Aus- führung	zu analysieren und zu bewerten ist nach dem nicht- erfolgreichen Maßnahmenmodul WT11 dann die An- weisung von WT12 durch den SL, vgl. auch lfd. Nr. 43 und 44;  eine vorzeitige wiederholte Ausführung ist nicht schädlich;  zu berücksichtigen wäre dann insgesamt:  <b>keine Anweisung: WT12</b>

Die Analysetiefe der Aufgabenanalyse sollte sich an der zu untersuchenden Fragestellung orientieren (vgl. auch Abschnitt E 3): sie ist generell so weit zu detaillieren, dass die Bewertung der Personalhandlungen für die zeitabhängige Entwicklung eines Ereignisablaufpfades erfolgen kann und nicht z. B. nur pauschal für ein auslösendes Ereignis. Dies betrifft Fragestellungen wie die zu erwartenden Aufgabenverteilungen und -zuordnungen im zeitlichen Verlauf, welche die Möglichkeiten des Erkennens von Manifestationen von Fehlermechanismen tangieren, Fragen der Zugänglichkeit und des Zeitbedarfs oder des Informationsgehalts, der Hinweisen, wie Meldungen, Anzeigen, zugeordnet wird, um die dynamische Entwicklung der Mensch-Maschine-Interaktion (MMI) oder ereignisablaufpfadabhängiger Prozessabläufe und kontextspezifischer Randbedingungen abbilden zu können.

Verwiesen wird auch auf die umfangreichen Veröffentlichungen (z. B. /MEI 85/, /KIR 92/, /HOL 03/), die als Grundlage herangezogen werden können.

### E 2.3.1 Informationssammlung

Zunächst ist die Schichtbesetzung, die Personal- und Aufgabenverteilung sowie -zuordnung detailliert zu erfassen.

Nachfolgend ist beispielhaft eine Darstellung (kursiv) der zu erfassenden Informationen aufgeführt:

#### Hauptwartenbesetzung, Schichtbesetzung

*Die Schicht- und Hauptwartenbesetzung mit ihrer normalen und minimalen Anzahl ist in der Warten- und Schichtordnung geregelt. Alle Schichteinteilungen und Schichtpläne sehen eine Hauptwartenbesetzung vor, die über die Normalbesetzung hinausgeht.*

*Die Normalbesetzung einer Schicht sieht zehn Personen vor:*

<b>Anzahl</b>	<b>Tätigkeit</b>	<b>Berufliche Qualifikation</b>	<b>Qualifikation gemäß Fachkunde-Richtlinie</b>
1	<i>Schichtleiter</i>	<i>Ingenieur</i>	<i>Schichtleiter (SL)</i>
1	<i>E- oder M-Meister</i>	<i>Techniker, Meister</i>	<i>Schichtleitervertreter (SLV)</i>
1	<i>E- oder M-Meister</i>	<i>Techniker, Meister</i>	<i>Reaktorfahrer (RF)</i>
2	<i>Reaktorfahrer</i>	<i>Techniker, Meister oder Facharbeiter</i>	<i>Reaktorfahrer (RF)</i>
	<i>Reaktorfahrer i. A.</i>	<i>Facharbeiter, Meister, Techniker oder Ingenieur</i>	<i>VSP i. A.</i>
3	<i>Schichtmaschinist</i>	<i>Facharbeiter</i>	<i>Sonst tätiges Personal (SFHW)</i>
2	<i>Schichtelektriker</i>	<i>Facharbeiter</i>	<i>Sonst tätiges Personal (SFHW)</i>

*In der Regel zählen zur Schichtbesetzung auch ein Oberbrandmeister und weitere Personen, die mindestens die Fachkunde nachgewiesen haben, sich aber noch in der Einarbeitungszeit befinden und/oder Personen, die auf ausgewählten Positionen als Doppelbesetzung fungieren. Der Schichtleitervertreter wird zu Schichtbeginn explizit bestimmt.*

*Die Normalbesetzung der Hauptwarte sieht vier Personen vor:*

<b>Anzahl</b>	<b>Tätigkeit</b>
1	<i>Schichtleiter</i>
1	<i>Schichtleitervertreter</i>
2	<i>Reaktorfahrer</i>

*Die Mindestbesetzung der Hauptwarte sieht zwei Personen vor:*

<b>Anzahl</b>	<b>Tätigkeit</b>
1	<i>Schichtleiter oder Schichtleitervertreter</i>
1	<i>Reaktorfahrer</i>

*Es ist allerdings nicht zu erwarten, dass die Mindestbesetzung der Hauptwarte, welche den Vorgaben der Sicherheitsspezifikation entspricht, in der Realität erreicht wird. Abgesehen davon sind die restlichen Personen dabei immer innerhalb von maximal 10 Minuten mit den vorhandenen Kommunikationsmitteln zur Hauptwarte rückrufbar.*

Bei bestimmungsgemäßem Betrieb bzw. bei Auftreten einer Störung zum Beispiel, die eine Personalhandlung erfordern könnten, halten sich somit folgende Personen in der Hauptwarte auf oder sind innerhalb von maximal 10 Minuten rückrufbar (benannter SLV: M- oder E-Meister):

- Schichtleiter (SL),
- Schichtleitervertreter mit M-Qualifikation (SLV M),
- Meister mit E-Qualifikation,
- Reaktorfahrer (RF1),
- Reaktorfahrer (RF2).

Dies ist eine Person mehr als in der Warten- und Schichtordnung für die Normalbesetzung der Hauptwarte angegeben.

In der Anlage befinden sich außerdem drei Maschinisten, und zwei Schichtelektriker.

Der Schichtleiter und die beiden Meister (einer davon Schichtleitervertreter) überwachen von der Hauptwarte die Anlage und leiten den Einsatz des Schichtpersonals. Bei Abwesenheit von der Hauptwarte sind sie über die verschiedenen Kommunikationsmittel kurzfristig erreichbar.

Die beiden Reaktorfahrer überwachen von der Hauptwarte aus die nuklearen und konventionellen Systeme nach Anweisung durch den Schichtleiter oder Schichtleitervertreter. Das übrige Schichtpersonal ist von der Hauptwarte aus erreichbar und kann bei Störungen in die entsprechenden Kraftwerksbereiche beordert werden.

Der Schichtleiter ist verpflichtet und berechtigt, alle zum Schutze der Anlage, des Personals und der Umgebung erforderlichen Maßnahmen anzuordnen bzw. zu ergreifen, auch ohne Rücksprache mit dem Leiter der Anlage oder der Rufbereitschaft, wenn diese nicht rechtzeitig erreicht werden kann.

Die beiden Meister (einer davon Schichtleitervertreter) sind für den ordnungsgemäßen und auflagengerechten Betriebsablauf nach Anweisung durch den Schichtleiter mitverantwortlich. Bei Abwesenheit oder momentaner Nichterreichbarkeit des Schichtleiters übernimmt der Schichtleitervertreter dessen Funktion.

Der Reaktorfahrer 1 ist verantwortlich für die Überwachung und Bedienung der Hilfsanlagen des Reaktors, insbesondere der Nachkühlssysteme, – soweit dies von der Hauptwarte aus vorgesehen ist – nach Anweisung durch den Schichtleiter bzw. dessen Stellvertreter.

Der Reaktorfahrer 2 ist verantwortlich für die Überwachung der konventionellen Systeme – soweit dies von der Hauptwarte aus vorgesehen ist – nach Anweisung durch den Schichtleiter bzw. dessen Stellvertreter.

Die Maschinisten und Schichtelektriker führen Kontrollgänge in der Anlage durch. Ferner überwachen und bedienen sie von der Nebenwarte und von den örtlichen Leitständen aus bzw. direkt vor Ort auf Anweisung des Schichtleiters oder dessen Stellvertreters verschiedene Nebensysteme bzw. Anlagen.

### **Aufgabenverteilung und -zuordnung**

Die Aufgabenverteilung bei **bestimmungsgemäßem Betrieb** der Anlage ist bereits bei dem o. a. Thema „Hauptwarten- und Schichtbesetzung“ aufgeführt. Ergänzt werden kann, dass im bestimmungsgemäßen Betrieb für das Schichtpersonal auf der Hauptwarte eine Vielzahl von Aufgaben und Tätigkeiten anfallen, wie z. B. die Durchführung von Wiederholungsprüfungen, die Freigabe von Arbeitsaufträgen für Reparaturen inklusive der erforderlichen Freischaltungen dazu, Arbeiten in der Haustechnik, Einhaltung des Wasserrechtes, Reparatur von Kleinstleckagen sowie die Protokollierung von zu überwachenden Anlagendaten und Prozessvariablen. Das bedeutet, dass das Personal mit regelmäßigen Tätigkeiten, d. h. mit Routinearbeiten, betraut ist, die eine entsprechende Aufmerksamkeit erforderlich machen.

Die Aufgabenverteilung im Leistungsbetrieb der Anlage bei einer **Störung**, die unmittelbar mit einer Reaktorschnellabschaltung (RESA) einhergeht, stellt sich folgendermaßen dar: Nach Störungseintritt befindet sich der Reaktorfahrer 1 an den Schaltpulten des nuklearen Dampferzeugungssystems, der Reaktorfahrer 2 an den Schaltpulten der konventionellen Systeme. Der Meister-E kontrolliert die Wandtafeln der Eigenbedarfs- und Notstromversorgung, der Meister M überwacht die Nach-RESA-Kontrollen der beiden Reaktorfahrer und hat eigene Nach-RESA-Kontrollen durchzuführen. Der Schichtleiter hat den Anlagenzustand zu beurteilen und erforderliche Maßnahmen anzuordnen. Dies ist eine typische Aufgabenverteilung direkt nach Eintritt einer Störung, bei der direkt nach Störungseintritt eine RESA ausgelöst wird.

Des Weiteren ist festzuhalten, dass bei einer unmittelbar nach Störungseintritt ausgelösten RESA im Rahmen der Nach-RESA-Kontrollen, die u. a. die Kontrolle der automatisch ablaufenden Maßnahmen und die Durchführung entsprechender Maßnahmen nach störungsbedingter RESA beinhalten, die zutreffenden ereignis- oder zustandsorientierten Kapitel des Betriebshandbuches (BHB) zu Rate gezogen werden, um das

entsprechende auslösende Ereignis zu beherrschen. Einstiegs- bzw. Übergangskriterien sowie Ausgangssituationen werden überprüft und müssen passen, um nach entsprechenden Kapiteln vorzugehen; dabei werden ereignisorientierte Kapitel des BHB, die im Wesentlichen eine Störungssuche, -erkennung und -behebung beinhalten, zwar herangezogen, wenn eine Störungsbehebung jedoch nicht möglich ist, ergibt sich als vorgezeichneter Handlungsablauf entsprechend der Betriebsunterlagen insgesamt die Überführung der Anlage in den langfristig sicheren Zustand, d. h. das Abfahren der Anlage in den Nachkühlbetrieb.

Diese Ausführungen treffen auch für Ereignisabläufe zu, bei denen ein Schutzziel gefährdet ist und zur Rückführung von entsprechenden Schutzzielparametern in einen Bereich, in dem das Schutzziel nicht gefährdet ist, Maßnahmen ergriffen werden. Führen diese Maßnahmen nicht zum (erwarteten) Erfolg, d. h. das Schutzziel ist trotz der ergriffenen Maßnahmen weiter gefährdet bzw. wird verletzt, sind Maßnahmen aus dem Notfallhandbuch (NHB) zu ergreifen. Davon unbenommen ist weiterhin die grundlegende Zielsetzung der Überführung der Anlage in den langfristig sicheren Zustand nach Eintritt einer Störung oder eines Störfalles im Leistungsbetrieb, d. h. das Abfahren der Anlage in den Nachkühlbetrieb.

Es ist festzuhalten, dass grundsätzlich der Schichtleiter den Anlagenzustand beurteilt und über die Durchführung von Maßnahmen entscheidet. Anweisungen an das Schichtpersonal zur Durchführung von Maßnahmen, insbesondere zur Rückführung von Schutzzielen in den Bereich, in dem die Schutzziele nicht gefährdet sind, werden vom Schichtleiter gegeben. Der Schichtleiter kontrolliert den Erfolg, d. h. die Wirksamkeit der angewiesenen Maßnahme, durch Verfolgung und Überprüfung des Erreichens der anzustrebenden Werte der Prozessvariablen.

Der Schichtleitervorteiler führt die Anweisungen des Schichtleiters durch, indem er die konkreten Schalthandlungen entsprechend den schriftlichen betrieblichen Regelungen dem Reaktorfahrer am Pult in der Hauptwarte ansagt, der diese dann ausführt; z. T. führt der Reaktorfahrer die Maßnahmen ohne Ansage durch den Schichtleitervorteiler durch. Die Kontrolle der Wirksamkeit der durchgeführten Schalthandlungen bzw. Maßnahmen beinhaltet die Kontrolle der zugehörigen Parameter der benutzten technischen Einrichtungen durch den Reaktorfahrer und den Schichtleitervorteiler, wobei auch anzustrebende Werte der Anlagenparameter herangezogen werden.

Zur Durchführung von Maßnahmen von der Notsteuerstelle aus werden im Allgemeinen der Meister-M und ein Schichtelektriker geschickt. Maßnahmen vor Ort werden möglichst von zwei Maschinisten durchgeführt, welche die entsprechenden schriftlichen Unterlagen mitnehmen.

Nach Durchführung einer Maßnahme haben die Ausführenden den Abschluss dem Schichtleiter zu melden – direkt (auf der Hauptwarte) oder per Kommunikationsmittel.

Als generelle Strategie ist vorgesehen, dass der Schichtleiter – wenn er der Auffassung ist, dass die angewiesene Maßnahme nicht wirksam war, einen zweiten Versuch durchführen lässt, bevor er über eine andere bzw. weitere Maßnahmen entscheidet.

### **Weitere Informationen**

Ergänzend zu den o. a. Informationen zur Schichtbesetzung, der Personal- und Aufgabenverteilung sowie -zuordnung sind generelle Angaben zu (Simulator-)Schulungen sowie für die im Einzelnen zu bewertenden Ereignisablaufpfade Informationen zu Art und Umfang der anzunehmenden kontextspezifischen und anlagenbezogenen Randbedingungen und Faktoren, wie ausgefallene bzw. als ausgefallen anzunehmende Komponenten, der zeitlicher Ablauf der Ereignisablaufpfade und die dem Personal zur Verfügung stehenden Karennzeiten, automatische Eingriffe und erforderliche Eingriffe des Personals, relevante technische Unterlagen (wie z. B. Schaltpläne, Systembeschreibungen), Unterlagen zum Betrieb der Systeme (z. B. BHB, NHB, Schichtanweisungen, Prüfunterlagen o. ä.), Unterlagen zu örtlichen Gegebenheiten (z. B. Wartendesign, Wartenbelegungen, Wegbeschreibungen und Wegezeiten bei Vor-Ort-Maßnahmen, ggf. Fotos der Arbeitsumgebung) und alle Informationen aus den unerlässlichen Vor-Ort-Begehungen systematisch zu erfassen, vgl. auch Tabelle E-1.

### **E 2.3.2 Analyse der Abläufe, konkreten Handlungen und Maßnahmen**

Ziel dieser Phase ist die Analyse der Abläufe, konkreten Handlungen und Maßnahmen des Personals, d. h. der tatsächlichen Manifestationen bei der Durchführung von Maßnahmen und Überwachungsaufgaben; bei einer kognitiven Aufgabenanalyse werden darüber hinaus die Interaktion von mentalen Prozessen, von Faktenwissen und Aufgabenzielen in dem Prozess der Auftragsdurchführung berücksichtigt. Dazu ist die dynamische Entwicklung der Mensch-Maschine-Interaktion nach Eintritt eines Ereignisses für die einzelnen zu bewertenden Pfade unter Einbeziehung ereignisablaufpfadabhängiger Prozessabläufe und kontextspezifischer Randbedingungen zu analysieren.

Wesentliche Voraussetzung dafür ist die Analyse der in einer Anlage implementierte Strategie des Vorgehens bei Störungen, Störfällen und Störereignissen, die für die zu untersuchenden Ereignisablaufpfade dann im Einzelnen zu erfassen und zu bewerten ist (vgl. auch Tabelle E-1); nachfolgend wird beispielhaft eine Beschreibung (kursiv) dargestellt:

### **Strategie des Vorgehens bei Störungen, Störfällen und Störereignissen**

#### **Generelle Punkte**

Alle Aktionen, Bedienungen der Systeme und generell Personalhandlungen werden mit großer Umsicht und Bedacht, zügig aber ohne Hast, durchgeführt. Spontane, möglicherweise ohne bewusste Reflexion und Nachdenken, auszuführende Schalthandlungen sind nicht vorgesehen. Alle Personalhandlungen erfolgen unter Zuhilfenahme der vorhandenen schriftlichen betrieblichen Regelungen entsprechend dem sich entwickelnden Prozessablauf der Anlage. Dabei sind die aufgrund des sich ergebenden Prozessablaufs auflaufenden Meldungen einzuordnen und zu interpretieren, d. h. die wichtigen und relevanten Informationen zu sammeln, um dann die richtige Entscheidung zu treffen, die richtigen schriftlichen betrieblichen Regelungen auszuwählen und zu planen, wer zuerst oder parallel mit welchen konkreten Maßnahmen beginnt. Für den Erfolg von Personalhandlungen ist neben der Verfügbarkeit adäquater schriftlicher betrieblicher Regelungen ein fundiertes, regelmäßig geschultes Fachwissen der Schichtmannschaft sowie des gesamten Kraftwerkspersonals unabdingbar.

Voraussetzung für adäquate schriftliche betriebliche Regelungen ist, dass diese in sich konsistent und mit klaren und präzisen Anweisungen und Abfragen ausgefüllt sind. Weiche Begrifflichkeiten, wie „falls verfügbar, keine ausreichende Wirksamkeit, wenn nicht erfolgreich, falls erkennbar, wenn notwendig, falls Bedingungen erfüllt, wenn gelingt, wenn möglich, versuchen, bei Auftreten zusätzlicher Störungen, ggf., u. U., könnte, dürfte, sollte“, sind zu vermeiden. In der Regel ist es immer möglich, eine Anweisung auf ein konkretes Objekt zu beziehen, bzw. eine Abfrage über den ablesbaren Zustand einer Prozessvariablen genau zu beantworten. Dabei bezieht sich die erforderliche Konsistenz nicht nur auf die Verwendung von einheitlichen Begrifflichkeiten, sondern auch auf den technischen Inhalt. Zum Beispiel müssen die Verfügbarkeitsanforderungen an die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme für einen beliebigen Betriebszustand zu den vorgedachten erforderlichen Maßnahmen bei Störungen, Störfällen und Störereignissen passen und umgekehrt. Zusammengefasst kann festgestellt werden, dass inkonsistente schriftliche betriebliche Regelungen, die Personalhandlungen u. a. von der jeweiligen freien Entscheidung des Personals abhängig machen oder die in eine Sackgasse führen, wenn z. B. eine angenommene Verfügbarkeit im konkreten Fall nicht vorhanden ist, die Erfolgsaussichten deutlich reduzieren.

Bei der Abarbeitung von Maßnahmen durch das Schichtpersonal werden grundsätzlich alle vorgesehenen Schritte einer oder mehrerer Maßnahmen in ihrer vorgesehenen Reihenfolge abgearbeitet und genau dann, wenn sie in der konkreten Situation als erforderlich erkannt werden. Die jeweilige Durchführung von Maßnahmen ist abhängig von der Entwicklung der Anlagenparameter und der dazugehörigen Signalisierungen. Dabei werden die vorhandenen Ressourcen (Personal, Zeit) unter Einbeziehung der organisatorischen Vorgaben so eingesetzt, wie es die aktuelle Situation jeweils ermöglicht. Da die zur Verfügung stehenden Zeitfenster für einen konkreten Zeitpunkt im Ereignisablauf im Allgemeinen nicht bekannt sind bzw. in Einzelfällen höchstens abgeschätzt werden können, werden die erforderlichen Schritte einer Prozedur unverzüglich begonnen und zügig, aber ohne Zeitdruck abgearbeitet.

#### **Strategie**

Wie die Strategie des Personals bei der Beherrschung von Störungen, Störfällen und Störereignissen im Einzelnen aussieht wird im Weiteren beschrieben werden.

Die Begriffe „Störung“ und „Störfall“ werden gemäß den Definitionen der KTA 1201 /KTA 09/ verwendet. Der Begriff „Störereignis“ ist dem Stillstand der Anlage vorbehalten und bezeichnet das Verlassen des stillstandsphasenspezifischen Sollbereiches eines Schutzzielparameters mit einer nachfolgenden Schutzzielgefährdung.

Störungen (gestörter Betrieb) werden folgendermaßen behandelt: Zum einen greifen hier die Begrenzungsebenen der Anlage, die in der Regel die Anlagenleistung reduzieren, aber einen Weiterbetrieb der Anlage nicht unmittelbar verhindern. Auf dieser Ebene sind die Personalhandlungen auf die Kontrolle der Automatischen beschränkt, was hier schon fundiertes Fachwissen voraussetzt, in dem Sinne, um die passenden schriftlichen betrieblichen Regelung zwecks Kontrolle heranzuziehen.

Zum anderen laufen die meisten Störungen lokal in einzelnen Systemen ab. Diese Art der Störungen wird durch die Meldungen des Prozessrechners optisch und akustisch signalisiert. Die Personalhandlungen beziehen sich hier auf die Abarbeitung der entsprechenden Meldungsblätter. Besonderheiten werden zu diesem Zeitpunkt noch nicht erwartet – es ist davon auszugehen, dass die Störung lokal begrenzt ist und die Maßnahmen zur angezeigten Meldung passen sowie das Problem beheben, d. h. keine Maßnahmen des

zustandsorientierten BHB erforderlich werden. Die Behandlung von Störungen auf der Basis von Meldungen ist im Leistungsbetrieb wie im Stillstand vergleichbar.

Generell erfolgt die Aufgabenverteilung und Anweisung der erforderlichen Kontrollen und Handlungen durch den Schichtleiter; dies kann auch an die Meister (Schichtleitervertreter) delegiert werden. Der Schichtleiter ist übergeordnet für die Überwachung der Einhaltung der Schutzziele verantwortlich. Sollte es zum Versagen von Begrenzungen kommen, werden die Automaten des Reaktorschutzes zur Verhinderung einer Schutzzielgefährdung angefordert.

Schon an dieser Stelle wie auch in weiteren Ereignisabläufen kann generell nur das kontrolliert bzw. behandelt werden, was auch signalisiert oder angezeigt bzw. was durch Meldungen oder Rückmeldungen von vor Ort bestätigt wird. Schutzzielparameter sind aber als Anzeige oder teilweise sogar als Grenzwert mit entsprechender Meldung vorhanden, so dass die Überwachung der Schutzzielparameter ein sehr frühzeitiges Reagieren auf deren ungewollte Veränderungen ermöglicht. Zumindest kann die Überwachung der Schutzzielparameter schon vor dem Eingreifen der Begrenzung zu einem gewissen Vorbereitetsein der Schichtmannschaft beitragen.

Störfälle im Leistungsbetrieb sind mit dem Abschalten der Anlage durch eine RESA einhergehend. Der Weiterbetrieb der Anlage ist aus sicherheitstechnischen Gründen nicht möglich. Die Handlungen des Personals sind auch hier zunächst auf die Kontrolle der Automaten begrenzt. Funktioniert die RESA einschließlich der damit verbundenen weiteren Automaten auslegungsgemäß, sind vorerst keine Eingriffe des Personals erforderlich. Durch die RESA wird zwar in der Regel deren Ursache nicht beseitigt, aber generell den Auswirkungen der Ursache begegnet. Die RESA selbst kann man nicht unterstützen bzw. man kann deren Ablauf nicht beeinflussen. Die Kontrolle der Automaten bezieht sich zunächst ausschließlich auf die RESA selbst und die damit verbundenen Aktionen. Es läuft dabei ein intensiv geschultes Vorgehen beim Personal ab, bei dem der Zustand der Schutzziele, respektive der Schutzzielparameter, überprüft und abgefragt wird. Es werden die automatischen Maßnahmen des Reaktorschutzes geprüft – bzw. ggf. manuell nachgeführt –, ob sie ihre Funktion auslegungsgemäß erfüllen. Sollte dem nicht so sein, führt das Ausbleiben der auslegungsgemäßen Funktion des Reaktorschutzes zwangsläufig zu einer Gefährdung der Schutzziele. Die Kontrollen werden auch an den erwarteten Funktionen aller Systeme, insbesondere der Sicherheitssysteme festgemacht. Auf Basis einer Überwachung der Schutzzielparameter mit entsprechenden Vorgaben zur Reaktion des Personals bereits wenn die Schutzzielparameter ihren Sollbereich beginnen zu verlassen, erfolgt der Einstieg in die zutreffenden und erforderlichen BHB-Kapitel mit zustandsorientierten und darin integrierten ereignisorientierten Prozeduren auf Basis der eindeutigen Zuordnung der BHB-Kapitel zu den Schutzzielen.

Bei ausgewählten Vorgängerereignissen, wie z. B. Leckagen des Feuerlöschwassersystems, die zunächst nicht direkt dazu führen, dass die Anlage sich über eine Änderungen der Schutzzielparameter meldet, erfolgt weiterhin eine ereignisorientierte Vorgehensweise.

Bei einer klassischen Behandlung von Ereignissen in der Anlage kann der Einstieg in die ereignisorientierten Kapitel nur nach eindeutiger Erkennung des Ereignisses und nach der richtigen Zuordnung zu einem BHB-Kapitel erfolgen. Die definierten Ereignisse sind groß in ihrer Anzahl und die Zahl der Kombinationsmöglichkeiten noch größer. Somit kann es aufgrund der Vielzahl auflaufender Meldungen, die auf unterschiedliche Ursachen und somit heranzuziehende BHB-Kapitel und Prozeduren hinweisen, schwierig sein, den richtigen Einstieg zu finden und bei der Auswahl der Maßnahmen die richtige Reihenfolge festzulegen. Weitere Ereignisse im Verlauf der Handlungen zur Störfallbeherrschung würden einen eventuell aufgestellten Handlungsplan stören und müssten zu einer neuen Sortierung der geplanten Handlungen führen. Daraus ist erkennbar, dass eine zustandsorientierte Behandlung von Ereignissen zielführender ist, da dadurch Handlungen an dem sich dynamisch entwickelnden Verhalten der Schutzzielparameter fortgeführt werden können, ohne dabei ggf. wieder neu auf lokale Ereignisse eingehen und die generelle Strategie wechseln zu müssen.

Störereignisse im Nichtleistungsbetrieb (NLB, nachfolgend auch Stillstand genannt) der Anlage werden ausschließlich zustandsorientiert behandelt. Aufgrund der Besonderheiten des NLB mit seiner Vielfältigkeit von möglichen Ereignissen, deren erschwerter Erkennbarkeit und dem Fehlen eindeutiger Ereigniskriterien wurde hier auf eine ereignisorientierte Störereignisbehandlung verzichtet.

Die Strategie des Vorgehens bei Störungen und Störereignissen im NLB der Anlage besteht hierbei in Folgendem aus:

Alle anstehenden Meldungen und Informationen werden auf Plausibilität und Konsistenz überprüft, eingeordnet und entsprechend den Vorgaben der schriftlichen betrieblichen Regelungen bearbeitet, bevor über die Durchführung von Maßnahmen entsprechend dem zustandsorientierten BHB für den Stillstand der Anlage entschieden wird. Dabei ist das Personal auf die ständige Überwachung der – auf die Stillstandsphasen bezogenen – Schutzzielparameter sensibilisiert. Des Weiteren ist telefonisch an das Wartenpersonal von vor Ort anwesendem Personal übermittelten Ereignissen aus der Anlage, wie Leckagen, unbegründeter Wasseranfall, Defekte an Pumpen oder Antrieben usw. nachzugehen, indem der Vorgang mit den definierten

Schutzzielparametern für den NLB überprüft wird, entsprechende Meldungen kontrolliert werden oder eine Nachkontrolle direkt vor Ort durch das Schicht- oder Revisionsteampersonal erfolgt.

Im BHB-Kapitel „Anlagentechnische Voraussetzungen für die im Stillstand befindliche Anlage“ werden den jeweiligen Stillstandsphasen die während dieser Phasen gültigen und einzuhaltenden physikalischen Parameter und die anlagen- und systemspezifischen Randbedingungen festgelegt. Dabei werden für die physikalischen Parameter „RDB-Druck“, „RDB-Füllstand“ und „Kühlmitteltemperatur“ Sollbereiche angegeben, welche im Rahmen der im BHB-Kapitel „Anlagentechnische Voraussetzungen für die im Stillstand befindliche Anlage“ angegebenen Grenzen der nutzbaren und festgelegten Bereiche variieren können. Bei Überschreitung des Sollbereichs eines physikalischen Parameters sind im Sinne einer betrieblichen Begrenzungsmaßnahme Maßnahmen zu ergreifen, welche eine Rückführung der zugehörigen Prozessvariable in den Sollbereich zum Ziel haben, bevor durch Überschreiten des Toleranzbereiches sich aus einer Störung ein Störereignis entwickelt und damit durch Erreichen einer Schutzzielgefährdung zustandsorientiert gemäß dem BHB-Kapitel „Zustandsorientiertes Vorgehen bei Stillstand der Anlage“ vorzugehen ist. Führen betriebliche Begrenzungsmaßnahmen nicht direkt und eindeutig erkennbar zum Erfolg, d. h. die Prozessvariablen bleiben stationär im Toleranzbereich bzw. bewegen sich in Richtung einer Schutzzielgefährdung, sind im Sinne einer vorsorgenden Vorgehensweise (vor dem Hintergrund der Spezifika des Betriebszustandes Stillstand) auch vor Erreichen des Störereignisses, d. h. vor Erreichen der Schutzzielgefährdung, Maßnahmen entsprechend dem zustandsorientierten BHB für den Stillstand der Anlage zu ergreifen, da hier das Gesamtspektrum an möglichen Gegenmaßnahmen detailliert beschrieben ist.

Die Personalhandlungen werden durch die Stillstandsphasen und die jeweils zugeordneten Schutzziele mit Hilfe von Maßnahmenleitschemata (MLS) geführt. Dabei erfolgt ein zustandsorientiertes Vorgehen auf Basis eines angepassten Schutzzielkonzepts für den Stillstand mit klaren Zuordnungen zu präzise definierten Stillstandsphasen. Es liegen eindeutige Einstiegsriterien zur Durchführung von Maßnahmen vor, die strikt korreliert sind zu jedem zu überwachenden Schutzziel und zu jeder Phase des Stillstands.

Die Maßnahmenleitschemata sind als kompletter Satz zu allen Schutzzielen im zustandsorientierten BHB für den Stillstand der Anlage enthalten und sind vom Schichtleiter zu benutzen. Des Weiteren sind in den einzelnen Kapiteln mit Bezug auf die jeweiligen Schutzziele vor jedem Maßnahmenmodul (nachfolgend auch nur Modul genannt) das jeweils zugehörige maßnahmenbezogene Maßnahmenleitschema, bei dem insbesondere alle Übergänge aus, als auch in andere Module oder auch das weitere Vorgehen nach Durchführung bzw. der Abschluss aufgeführt sind, vorangestellt. Dieses maßnahmenbezogene Maßnahmenleitschema ist durch den Schichtleitervertreter zu benutzen.

Die Module beinhalten die im Einzelnen durchzuführenden Maßnahmen in Form von Schalthandlungen in Schrittfolgeprogrammen. Den Modulen sind jeweils Zielstellungen vorangestellt; sie werden mit Abfragen über den Erfolg/Nicht-Erfolg der durchgeführten Maßnahme oder allgemeiner mit der Abfrage über das Erreichen/Nicht-Erreichen der vorgegebenen Zielstellung abgeschlossen.

Alle Maßnahmenleitschemata sind als Flussdiagramme aufgebaut. Die Diagramme sind von links nach rechts zu lesen. Der Einstieg in die Maßnahmenleitschemata erfolgt über die Erkennung einer Schutzzielgefährdung, welche für eine bestimmte Stillstandsphase zutrifft. Die Abarbeitung eines erkannten Störereignisses bei Stillstand erfolgt mit Hilfe der Maßnahmenleitschemata des zustandsorientierten BHB für den Stillstand der Anlage. Im Sinne einer vorsorgenden Vorgehensweise können auch vor Erreichen des Störereignisses, d. h. vor Erreichen der Schutzzielgefährdung, Maßnahmen entsprechend dem zustandsorientierten BHB für den Stillstand der Anlage ergriffen werden.

Der richtige Einstieg ist auf der linken Seite der Diagramme durch die Phase und den entsprechenden Schutzzielparameter, bzw. Schutzzielgrenzwert einschließlich einer jeweiligen Tendenz, fett gekennzeichnet.

Im weiteren sich entwickelnden Verlauf des Störereignisses hat der Schichtleiter auf den Maßnahmenleitschemata den Abfrage- bzw. genauer Entscheidungsrauten in den Modulen entsprechend der jeweils zu treffenden Feststellung „ja/nein“ zu folgen. Dabei ist die getroffene Feststellung „ja/nein“ durch den Schichtleiter jeweils auf den Maßnahmenleitschemata in den vorgesehenen Erledigungsvermerkkästchen zu kennzeichnen, vorzugsweise sowohl durch abhaken als auch durch Dokumentation der Uhrzeit, wann die Entscheidung zum Übergang auf die nächste Maßnahme getroffen wird. Allen Modulen auf den Maßnahmenleitschemata sind eine Kennbuchstabenkombination des betroffenen Schutzzieles und eine fortlaufende Nummer zugeteilt. Diese Nummer dient zum schnellen Auffinden des passenden Maßnahmenmoduls, d. h. Schrittfolgeprogramms, im Textteil der einzelnen Kapitel mit Bezug auf die jeweiligen Schutzziele. Weiter sind in den Maßnahmenleitschemata auch Verweise auf jeweils andere Schutzziele vorgenommen, die in jedem Fall oder ggf. tangiert sein können, so dass die zugehörigen Schutzzielparameter ebenfalls in den Bereich rückzuführen sind, in dem die anderen Schutzziele nicht gefährdet sind.

*Der Schichtleiter entscheidet über die Durchführung von Maßnahmen und erteilt dann entsprechende Anweisungen an das Schichtpersonal. Demzufolge hat der Schichtleitervertreter die Anweisungen des Schichtleiters durchzuführen, indem er die konkreten Schalthandlungen entsprechend dem angewiesenen Maßnahmenmodul im Einzelnen dem Reaktorfahrer am Pult in der Hauptwarte ansagt, der diese dann ausführt. Maßnahmen von Fachhandwerkern z. B. außerhalb der Hauptwarte werden im Allgemeinen ohne Ansage durch den Schichtleitervertreter durchgeführt; die Durchführung derartiger Maßnahmen hat möglichst von mindestens zwei Personen zu erfolgen.*

*Die Kontrolle der Wirksamkeit der durchgeführten Schalthandlungen bzw. Maßnahme hat die Kontrolle der zugehörigen Parameter der benutzten technischen Einrichtungen durch das konkret handelnde Schichtpersonal zu beinhalten, wobei auch anzustrebende Werte der Anlagenparameter herangezogen werden können.*

*Nach Abschluss eines Moduls ist das Ergebnis der durchgeführten Maßnahme des handelnden Schichtpersonals an den Schichtleiter zurück zu melden. Unabhängig davon hat der Schichtleiter modulweise den Erfolg, d. h. die Wirksamkeit der angewiesenen Maßnahme, durch Verfolgung und Überprüfung des Verlaufs bzw. des Erreichens der anzustrebenden Werte des betroffenen Schutzzielparameters zu kontrollieren. Im Falle des Nicht-Erfolgs einer angewiesenen Maßnahme sollte im Allgemeinen nur eine wiederholte Durchführung des Maßnahmenmoduls angewiesen werden, danach ist entsprechend den Abfrage- bzw. Entscheidungsrauten auf den Maßnahmenleitschemata zügig auf die nächste Maßnahme überzugehen.*

*Da hierbei eine ganze Kette von Maßnahmenmodulen Verwendung findet, wird erwartet, dass mit den Maßnahmen ein Erfolg in dem Sinne erzielt wird, dass der betroffenen Schutzzielparameter letztendlich in den Bereich zurückgeführt wird, in dem das Schutzziel nicht gefährdet ist. Es wird immer nach dem sich entwickelnden Anlagenzustand auf Basis der Überwachung und Kontrolle der Schutzzielparameter mit den Personalhandlungen fortgefahren. D. h., das Schichtpersonal agiert und handelt in der dynamischen Wechselwirkung mit dem Umfeld in der zeitabhängigen Entwicklung eines Ereignisablaufpfades an genau der Stelle in der zeitlichen Entwicklung des Szenariums, an der es sich befindet, ohne – bei allem Problembewusstsein und sachkundiger Vorausschau – alle möglichen Eventualitäten und deren Konsequenzen laufend zu bedenken. Die Module werden somit nacheinander abgearbeitet, bis sich ein Erfolg im oben genannten Sinne einstellt. Die Überprüfung des Erfolges erfolgt immer mit den Anzeigen und Meldungen auf der Hauptwarte. Eventualitäten, z. B. ob ein verwendetes System gerade verfügbar ist, sind nicht zu betrachten, da diese Fragestellung von vornherein durch die Verfügbarkeitsanforderungen des BHB präzise festgelegt und geregelt ist. Genauso wenig erfolgt eine u. U. zeitaufwendige Untersuchung über den Grund, warum ein gerade benutztes System nicht die gewünschte Wirksamkeit aufweist, sondern es wird nach den Vorgaben des zustandsorientierten BHB für den Stillstand der Anlage gemäß der eindeutigen Einstiegs- und Übergangskriterien sowie kontextspezifischer Randbedingungen und klarer Zuordnungen und Bezüge mit den Maßnahmen fortgefahren und jeweils das generelle Ziel, den Schutzzielparameter in den Bereich zurückzuführen, in dem das Schutzziel nicht gefährdet ist, am Ende der Module geprüft. Das Schichtpersonal wird so in den MLS durch das Spektrum möglicher Gegenmaßnahmen geführt, welche den zahlreichen unterschiedlichen sich ergebenden Ablaufpfaden im Stillstand Rechnung tragen.*

*Der Erfolg der durchzuführenden Personalhandlungen wird auch unterstützt durch präzise und konsistente Definitionen und Begrifflichkeiten sowie eine detaillierte und adäquate Strukturierung der Maßnahmenleitschemata, weiterhin durch die Verwendung und explizite Festlegung zu überwachender bzw. heranzuziehender Anlagenparameter, durch fest vorgegebene organisatorische Aspekte (z. B. wie Koordination, Kommunikation, Rückmeldung sowie Aufgabenzuordnungen). Die implementierte Gesamtstrategie vermeidet auch die Erfordernis der gesicherten Kenntnis möglicherweise unsicherer Informationen (z. B. Identifikation genaue Lecklage, Ermitteln von Ausfallursachen vor Durchführung von Gegenmaßnahmen).*

### **Strukturierung der Mensch-Maschine-Interaktion**

*Die Strukturierung und Klassifizierung der Arbeitsumgebung und des sozio-technischen Kontextes sowie der Mensch-Maschine-Interaktion wird unter Heranziehung eines auszuwählenden methodischen Ansatzes durchgeführt, vgl. z. B. /CAC 98/, /KIR 92/, /VDI 02/. Dabei sollten für die einzelnen zu bewertenden Pfade nach Eintritt eines Ereignisses vier Bereichen berücksichtigt werden:*

<b>Mensch</b>	Personal,
<b>Technik</b>	Bedienschnittstellen und -elemente, Anzeigen, Ausrüstung, Maschinen (sichtbar),
<b>Betriebsführung</b>	sbR, Anweisungen, Anleitungen, Gesetze, Praktiken, Gebräuche (immateriell),

### **Umfeld**

Physikalische, organisatorische, ökonomische, politische Aspekte, deren Wechselwirkung, d. h. Interaktion zwischen den vier verschiedenen Bereichen als auch innerhalb eines Bereichs (z. B. Kommunikation innerhalb des Schichtpersonals), zu erfassen und zu bewerten ist. Der Schwerpunkt bei einer Analyse und Bewertung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen liegt auf den Interaktionen des Menschen mit den übrigen Elementen. Auch sind die systemtechnischen Konsequenzen aus den Maßnahmen bzw. Handlungsfehlern des Personals sowie die Rückmeldungen entsprechend den Handlungen und der Systemreaktionen (z. B. Erreichen der Zielgröße, Meldung einer möglichen Störung des technischen Systems) zu erfassen.

### **Externe / interne Faktoren**

Mindestens für alle Personalhandlungen, bei denen auftrittensorientierte Fehler aus system- und verfahrenstechnischer Sicht zu untersuchen sind, sind mögliche, das Handeln des Menschen beeinflussende Einflussgrößen, d. h. kontextspezifische und anlagenbezogene Randbedingungen und Faktoren bei der Durchführung der Aufgaben zu ermitteln und zu untersuchen. Dabei sind auch anzunehmende Abhängigkeiten (z. B. zwischen Personen, Aufgaben, Maßnahmen) zu analysieren und zu berücksichtigen.

Abhängig von dem herangezogenen methodischen Ansatz und der zugeordneten Fehlertaxonomie, der ggf. auch Ursachen und Wirkungen von Fehlern menschlichen Handelns in Bezug auf kognitive Funktionen und Prozesse in der Wechselwirkung mit dem sozio-technischen Umfeld reflektiert, sind auch Ursachen, externe/interne Faktoren und Fehlermechanismen in Bezug auf kognitive Funktionen und Prozesse in der zeitabhängigen Entwicklung der Ereignisablaufpfade zu identifizieren und zu berücksichtigen.

Interne, das menschliche Handeln beeinflussende Faktoren sollten generisch und objektiv definiert sein („ohne Sündenbocksuche, ohne Schuldzuweisung“), d. h. subjektive personenbezogene Begriffe wie Motivation, Neigung oder Stimmung sollten vermieden werden, vgl. Tabelle E-2.

Generische externe Faktoren (vgl. Tabelle E-3) sind in dem sozio-technischen System KKW für eine durchzuführende Analyse und Bewertung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen durch anlagenbezogene Ausdrücke zu spezifizieren; organisatorische Fragestellungen sind adäquat zu berücksichtigen. Zugrunde zu legende interne Ursachen für eine konkrete Analyse haben Gegenstand einer sorgfältigen ereignisablaufpfadabhängigen und kontextspezifischen Bewertung zu sein.

**Tabelle E-2: Generische interne, das menschliche Handeln beeinflussende Faktoren (exemplarisch)**

Randbedingung	Klassifikation	Beschreibung	Einordnung
Pfadspezifische Bedingung	Aufmerksamkeitsfehler Gedächtniseinschränkungen Physiologische Bedürfnisse <i>Mindset</i> Wahrgenommener Zeitdruck Arbeitsüberbeanspruchung	Person ist unaufmerksam. Person erinnert sich nicht. Jede der biologischen Funktionen des Menschen. Kürzlich aufgetretene Fehler bestimmen das Handeln. Person fühlt sich aufgrund verkürztem Zeitintervall unter Druck gesetzt. Person hat sehr große Anzahl von Aufgaben zu bewältigen.	Haltung / Verhalten
Generische Bedingung	Deduktionsfehler Induktionsfehler <i>Similarity matching</i> <i>Frequency gambling</i> Verallgemeinerung zu weitgehend Unzureichendes Fachwissen Mangel an Schulung Ausbildung liegt lange zurück	Keine Schlussfolgerung vom Allgemeinen auf das Spezielle. Keine Schlussfolgerung vom Speziellen auf das Allgemeine. Auswahl erfolgt auf Basis der Ähnlichkeit mit bekannter Situation. Auswahl erfolgt auf Basis der am häufigsten vorgekommenen Situation. Person verallgemeinert zu weitgehend als durch die verfügbare Evidenz gerechtfertigt. Person ist nicht adäquat ausgebildet. Keine geeigneten Schulungsmaßnahmen. Keine Wiederholung, Schulungsmaßnahmen/Fachkundeerhalt.	Fähigkeit

**Tabelle E-3: Generische externe, das menschliche Handeln beeinflussende Faktoren (exemplarisch)**

Klassifikation		Beschreibung	Beispiele
Allgemein	Spezifiziert		
Mensch	Arbeitskollegen (Vorgesetzter, Kollege, Leitung)	Einfluss von Menschen in unmittelbarem Kontakt mit der handelnden Person	Fehlendes Verständnis zwischen Arbeitskollegen/-gruppen. Mangel an vereinfachte / unzulängliche Kommunikation. Zwei oder mehr Personen verlangen gleichzeitig die Aufmerksamkeit z. B. desselben SL. Eine Person außerhalb der Aktivität z. B. des RF lenkt seine Aufmerksamkeit ab.
Technik	Bedienschnittstellen Bedienelemente Anzeigen Ausrüstung Maschinen	Technische Einrichtungen und <b>sichtbare</b> physikalische Charakteristika, die Auswirkungen auf menschliches Handeln haben	Ausfallarten technischer Einrichtungen z. B. - auslegungsüberschreitende Funktion - ungenügende/inadäquate Funktion - gestörter/fehlerhafter Betrieb - Komponente/Bereich/System nicht normalisiert - Abriss/Bruch Anzeigen/Hinweise - widersprüchlich - verdeckt - fehlend Zugangsschwierigkeit/-behinderung, Geeignetes Werkzeug nicht verfügbar/einsetzbar, Abstand/Position zur technischen Einrichtung unzweckmäßig, Abweichung/Widerspruch übliche Ausführung, Kennzeichnung mehrdeutig, Systemergonomie ungeeignet.
Betriebsführung	Schriftliche betriebliche Regelungen Anweisungen Anleitungen Gesetze Praktiken Gebräuche	Nicht greifbare, <b>immaterielle</b> Elemente, welche den Betrieb regeln und Auswirkungen auf menschliches Handeln haben	Text - mehrdeutig - inkorrekt - fehlende Schritte Konkurrierende Aktivitäten/Prioritäten Unklare Logik Keine Entsprechung Beschreibung / Instrumentierung.
Umfeld	Charakteristika des Arbeitsplatzes (physikalische, organisatorische, ökonomische, politische, Aspekte) Management Organisation	Organisatorische und andere bestimmende Aspekte des Umfeldes, welche auf menschliches Handeln Auswirkungen haben	Allgemeine/spezifische Störungen in der Arbeitsumgebung Physikalische Einschränkungen (Geräusche, Feuchtigkeit, Hitze) Inadäquate Aufgaben werden gefordert Unklare/inadäquate Verantwortlichkeiten

**Korrektur (Recovery)-Mechanismen**

Auf Basis der Analyse der zu bewertenden konkreten Handlungen und Maßnahmen des Personals können unter Berücksichtigung der beeinflussenden Faktoren prinzipiell mögliche Fehlerkorrekturen identifiziert werden. Dabei sind allerdings die im Verlauf der zeitlichen Entwicklung eines Ereignisablaufpfades sich ergebenden Möglichkeiten des Erkennens von Manifestationen von Fehlermechanismen (Korrektur(Recovery)-Möglichkeiten) für genau die Stellen des Ereignisablaufpfades zu untersuchen und zu bewerten, an denen sie berücksichtigt werden sollen; in diesem Zusammenhang ist insbesondere auf die jeweiligen konkreten zu erwartenden Personal- und Aufgabenverteilungen sowie -zuordnungen einzugehen.

## E 3 METHODISCHE ANSÄTZE

Für die Durchführung einer HRA ist eine Analyse mit eigenständiger Methodik erforderlich: dafür stehen unterschiedliche Methoden zur Verfügung, die abhängig von der Zielsetzung der Analyse und dem Anwendungsbereich des methodischen Ansatzes herangezogen werden können.

In diesem Abschnitt wird ein Überblick über verfügbare methodische Ansätze gegeben; dabei werden die Verfahren jeweils kurz beschrieben, sowie auf die Anwendungsbereiche, Leistungsfähigkeit und Grenzen sowie Aufwand und Nutzen eingegangen. Darüber hinaus wird hingewiesen auf weitergehende Informationen zu einigen im Folgenden aufgeführten und weiteren methodischen Ansätzen mit Hinweisen zu Validierungen und Anwendungen sowie einer kritischen Bewertung in /BEL 09/. In einer gemeinsamen Arbeitsgruppe der WGHOF und WGRISK der OECD wird ein Katalog wünschenswerter Attribute von HRA-Methoden erarbeitet und eine Auswahl verfügbarer Methoden anhand dieser Attribute evaluiert /NEA 15/. In diesem Zusammenhang sei auch auf die Abschlussberichte der „International HRA Empirical Study“ /NRC 09/ verwiesen, in der anhand einer Reihe von Szenarien ein qualitativer und quantitativer Vergleich verschiedener HRA-Methoden vorgenommen und die qualitativen und quantitativen Voraussagen der Methoden mit Beobachtungen im Rahmen von Simulatorstudien verglichen und dokumentiert sind.

Bei Verwendung eines Verfahrens der sog. Methoden und Techniken der ersten Generation (vgl. /BEL 83/, /SWA 83/, /SWA 87/, VGB-Konzept /VGB 09/) können innerhalb des einzuhaltenden Anwendungsbereiches, der sich im Wesentlichen auf ereignisorientierte Maßnahmen nach Eintritt eines auslösenden Ereignisses im Leistungsbetrieb erstreckt, Bewertungen vorgenommen werden. Bei Verwendung dieser Verfahren können bestimmte, u. U. sicherheitsrelevante Erkenntnisse z. B. zu Auswirkungen von Fehlentscheidungen oder generell bei Berücksichtigung kognitiver Aspekte nicht gewonnen werden, da diese Bereiche aufgrund der Einschränkungen und Grenzen dieser Verfahren nicht berücksichtigt und damit nicht untersucht werden können vgl. z. B. /HOL 94/ und /SWA 83/.

Mit der Zielsetzung der Behandlung von Fragestellungen, die auch nach dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik (WuT) untersucht werden sollten, z. B.

- eine konsistente Integration der Erkenntnisse und Ergebnisse der aufgetretenen Betriebserfahrung in der HRA,
- die Erkennung möglicher Schwachstellen durch realistischere, ggf. auch detailliertere Modellierungen,
- die Berücksichtigung von Ausfällen von Komponenten oder Systemfunktionen, die externe, kontextabhängige Faktoren in der dynamischen Entwicklung eines Ereignisablaufpfades mit Einfluss auf das menschliche Handeln darstellen,
- die Identifikation grundsätzlich anderer Fehlerarten – wie fehlerhafte Ausführungen von Personalhandlungen aufgrund von Fehldiagnosen und –entscheidungen,
- und nicht zuletzt die Fragestellung der Errors of Commission (EoCs) /NEA 00/, /RESS 04/, d. h. schadensvergrößernder bzw. ungünstigerer Handlungen.

können detailliertere Analysen unter Heranziehung erweiterter methodischer Ansätze durchgeführt werden, die reflektieren, warum Personen auf eine bestimmte Art und Weise handeln und was die Handlungsfehler auslöst.

In der letzten Dekade sind eine Reihe von fortschrittlicheren Methoden und Techniken entwickelt und abhängig von der Zielsetzung der Analyse in bestimmtem Umfang auch angewandt worden (vgl. z. B. /CAC 97/, /CAC 98/, /CAC 04b/, /SPI 98/, /SPI 00/, /SPI 06/, /SPI 09/, /SPI 10/), welche den o. a. Gesichtspunkten in unterschiedlichem Maße nachkommen (wie ATHEANA /NRC 00/, CAHR /STR 05/, CESA /REE 04/, CREAM /HOL 98/, HERMES /CAC 98/, /CAC 04a/, /CAC 06/, /CAC 10/, MERMOS /BIE 98/, GRS-Modell /GRS 03/).

Der wesentliche Unterschied bei Verwendung von weiterentwickelten Verfahren im Vergleich zu Methoden und Techniken der ersten Generation liegt in der mensch- und handlungsfokussierten Perspektive, d. h. der Auswertung, Analyse und schließlich probabilistischen Bewertung, warum Personen auf eine bestimmte Art und Weise bei der Durchführung von Maßnahmen und Überwachungsaufgaben handeln und was aus dem umgebenden Kontext die Fehler auslöst. Somit können kognitive Funktionen und Prozesse, Handlungsfehler, Einflussgrößen und Fehlermechanismen, die bisher nicht berücksichtigt werden können, identifiziert und berücksichtigt werden. Damit kann eine primär systemtechnische Perspektive erweitert werden, bei der nach Fehlerwahrscheinlichkeiten für eine bestimmte Maßnahme gefragt wird, die für den Erfolg einer Systemfunktion erforderlich ist.

## **ATHEANA – A Technique for Human Error Analysis**

### **Kurzbeschreibung**

Die Methode „A Technique for Human Error Analysis“ (ATHEANA) /NRC 00/, /NRC 07/ wurde von der US Nuclear Regulatory Commission (NRC) entwickelt, um die sogenannten „Errors of Commission“ berücksichtigen zu können. Beispiele derartiger Fehler sind der schädliche Eingriff in automatische Maßnahmen und die Außerbetriebnahme von Sicherheitssystemen wie zum Beispiel beim Three Mile Island (TMI) Unfall 1979.

Das primäre Verfahren in ATHEANA ist ein Suchprozess. Die Prämisse von ATHEANA ist, dass der Operateur nur dann – letztlich schädlich – in automatische Maßnahmen eingreift oder Sicherheitssysteme außer Betrieb nimmt, wenn er der Überzeugung ist, dies sei unter den gegebenen Umständen angemessen. In Anlehnung an die Klassifizierung menschlicher Fehler von James Reason werden derartige Fehlhandlungen als „Mistakes“ bezeichnet. „Mistakes“ treten auf, wenn der Operateur oder die Schichtmannschaft ein falsches Verständnis des Anlagenzustandes entwickelt hat, und auf der Basis dieses fehlerhaften Verständnisses absichtlich handelt. „Mistakes“ sind daher keine Verstöße gegen das Betriebsreglement, da sie nicht vorsätzlich auf einen Regelverstoß abzielen, um dadurch einen Vorteil zu erlangen (wie z. B. Zeitgewinn bei der Durchführung einer Aufgabe). Das vorrangige Ziel von ATHEANA ist daher, die Umstände zu identifizieren, unter denen Operateure aufgrund ihres Trainings oder ihrer Erfahrung dazu verleitet werden, in einer bestimmten Situation, wie sie sie verstehen, schädliche Eingriffe für richtig und angemessen zu halten. So war die Schichtmannschaft beim TMI-Unfall überzeugt, die Sicherheitseinspeisung stoppen zu müssen, da sie aufgrund ihres Trainings darauf bedacht war, hohe Druckhalter-Füllstände zu vermeiden.

Der in ATHEANA formalisierte Suchprozess leitet den HRA-Analysten durch eine schrittweise Suche nach (sowohl allgemeinen als auch anlagenspezifischen) Umständen und Eigenschaften, die „Mistakes“ wahrscheinlich machen. Dieser Suchprozess sollte durch Ausbildungspersonal und Schichtleiter unterstützt werden, die das Auftreten fehleranfälliger Umstände und die Hintergründe aus ihrer Erfahrung kennen.

Die Quantifizierung in ATHEANA besteht aus einer Kombination von anlagenspezifischer Betriebserfahrung und Expertenurteilen. Die Häufigkeit, mit der Anlagenzustände auftreten, die „Mistakes“ begünstigen, wird gewöhnlich aufgrund der Betriebserfahrung bzw. der Betriebshistorie geschätzt, oftmals ergänzt durch Expertenurteile (wie z. B. von Ausbildern). Die Wahrscheinlichkeit, mit der Operateure in diesen Situationen Fehler machen, wird größtenteils durch Expertenurteil geschätzt, allerdings unter Einbeziehung der Erfahrung von Ausbildern und sonstigem Personal. ATHEANA ist eine der HRA-Methoden, die in der „International Empirical HRA Study“ /NRC 09/ bewertet werden.

### **Anwendungsbereich**

Ursprünglich wurde ATHEANA für eine PSA des Nichtleistungsbetriebs entwickelt, in der Szenarien mit Potential für „Errors of Commission“ eine viel größere Rolle spielen. Heute wird ATHEANA auch in PSAs für den Leistungsbetrieb eingesetzt (so z. B. für die Szenarien aus der „International Empirical HRA Study“ /NRC 09/). ATHEANA ist auch eine der Kernmethoden des „Fire HRA project“ /NRC 12/ der U.S. NRC. Darüber hinaus wurde ATHEANA für qualitative Analysen im Rahmen der Yucca Mountain-PSA /NRC 08/ des US Department of Energy eingesetzt.

### **Leistungsfähigkeit / Grenzen**

ATHEANA hat das Potential, Situationen zu identifizieren, die gewöhnlich in den meisten PSAs im kerntechnischen Bereich keine Berücksichtigung finden. Dies betrifft Situationen in denen Operateure willentlich und mit schädlichem Einfluss Sicherheitssysteme außer Betrieb nehmen. Derartige Fehler sind von den sogenannten „Errors of Commission“ in Methoden wie THERP zu unterscheiden: hier beruht die Fehlhandlung darauf, dass der Operateur Bedienelemente verwechselt oder den falschen Schritt in einer Prozedur ausführt – es handelt sich somit um „Slips“ im Sinne der Klassifizierung von Reason. Der wesentliche Unterschied zwischen „Slips“ und „Mistakes“ ist, dass „Mistakes“ gewöhnlich auch dann begangen werden, wenn Hinweise auf ihre Unangemessenheit vorliegen.

Wie jede andere HRA-Methode setzt auch ATHEANA qualifizierte Analysten voraus, die in der Lage sind, auf logischer Basis nach Umständen zu suchen, die das Auftreten von „Mistakes“ begünstigen.

### **Aufwand und Nutzen**

Die Anwendung der Methode erfordert einen substantiellen (wenn auch nach den Erfahrungen aus der Benchmark-Studie keinen exzessiven) Aufwand und setzt die Verfügbarkeit von erfahrenem Anlagen- und Schulungspersonal voraus. Ihr Nutzen besteht in der Aufdeckung potentieller Schwachstellen, die nicht mit den traditionellen HRA- und PSA-Methoden entdeckt werden können.

## **CAHR – Connectionism Assessment of Human Reliability**

### **Kurzbeschreibung**

Das CAHR-Verfahren nutzt Ereignisse mit Beiträgen von Personen zur Identifikation und Vorhersage von deren Verhalten in technischen Systemen. Die systematische Analyse der Operateurhandlungen über mehrere Ereignisse hinweg bildet sowohl die Datenbasis für die Analyse und Identifikation von Handlungen in der qualitativen Analyse wie auch in der quantitativen Vorhersage.

Die qualitative Modellierung der menschlichen Handlungen besteht aus folgenden Schritten: (1) Definition der Handlungen, die im PSA-Modell (Ereignisbaum/ Fehlerbaum) abgebildet werden, (2) Identifikation der kognitiven Kopplungen, die bei den Handlungen vorherrschen, (3) Identifikation des Potenzials von Errors of Commission auf Basis einer Datenbankabfrage, welche Errors of Commission bei ähnlichen kognitiven Kopplungen vorliegen, (4) Lokalisation des Potenzials von Errors of Commission im bestehenden PSA-Modell und ggf. erforderliche Erweiterung des PSA-Modells. (5) Ausweisen des Potenzials von Errors of Commission im PSA-Modell (als zusätzliche Basiselemente im Fehlerbaum oder neue Szenarien im Ereignisbaum).

Die quantitative Vorhersage besteht aus den Schritten: (6) Abfrage der Ereignisdatenbank hinsichtlich Häufigkeit der kognitiven Kopplungen sowie die Abfrage der Ereignisdatenbank hinsichtlich der Fehleranfälligkeit bei den vorherrschenden kognitiven Kopplungen, (7) Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeit bei den vorherrschenden kognitiven Kopplungen mit dem Rasch-Verfahren, (8) der Ausweisung und Gewichtung kritischer PSF bei den vorherrschenden kognitiven Kopplungen und ggf. Modifikation der Fehlerwahrscheinlichkeit anhand der Gewichtung.

### **Anwendungsbereich**

Das Verfahren kann retrospektiv zur Analyse von Ereignissen und prospektiv zur Bewertung von Personalhandlungen in PSA eingesetzt werden. Es erlaubt eine aufgabenbezogene (HRA entsprechend einer Methode und Technik der ersten Generation) und situationsbezogene (bzw. kontext-bezogene oder pfadspezifische Bewertung von Personalhandlungen (HRA entsprechend weiterentwickelten Verfahren).

Anwendungen existieren in der Kerntechnik, Flugsicherung, Bahnbetrieb, maritimen Bereich und Automotive. Die Methode wurde bisher in keiner deutschen PSA eingesetzt, die im Rahmen der SÜ erstellt wurde.

### **Leistungsfähigkeit / Grenzen**

Die Qualität der Vorhersage des Verfahrens hängt von der Menge der analysierten Ereignisse ab. Die Vollständigkeit des Verfahrens für die Identifikation des Potenzials für Errors of Commission wird durch die Repräsentativität der Ereignisse für die zu bewertende Personalhandlung bestimmt. Die Präzision der quantitativen Vorhersage wird durch die Repräsentativität der Ereignisse und die Anzahl der in der Datenbank befindlichen Ereignisse bestimmt.

### **Aufwand und Nutzen**

Das Verfahren erlaubt über die Datenbank schnell das Fehlerpotenzial von Personalhandlungen und vorherrschende PSF auszuweisen. Die Datenbankabfrage ist flexibel und kann komplexe, kontextspezifische Gegebenheiten berücksichtigen.

## **HERMES – Human Error Risk Management for Engineering Systems**

### **Kurzbeschreibung**

HERMES /CAC 98/, /CAC 04a/, /CAC 06/, /CAC 10/ stellt eine Entwicklung des Joint Research Centre (JRC Ispra) der Europäischen Union dar. Die Methodik umfasst sowohl einen konkreten prozeduralen Verfahrensrahmen zur Auswahl und Anwendung von Methoden, Modellen und Techniken für die Durchführung systematischer Sicherheitsanalysen sowohl retro- als auch prospektiver Art wie auch eigene theoretische Modelle und Konzepte zur Durchführung der verschiedenen Aufgaben einer HRA bzw. HF-Analyse.

Der Verfahrensrahmen von HERMES bietet eine strukturierte Vorgehensweise zur konsistenten und kohärenten Durchführung retro- und prospektiver Analysen und zur Integration dieser sich ergänzenden Analysearten. Wesentliches Merkmal ist dabei eine gemeinsame theoretische und empirische Plattform für beide Analysearten. Die erforderliche Auswahl der gemeinsamen theoretischen Basis berücksichtigt die Komplexität der zu untersuchenden Fragestellung. Daneben wird mit der Auswertung des sozio-technischen Kontextes unter Berücksichtigung dynamischer Abläufe entsprechend HERMES die grundlegende Voraussetzung zur Durchführung sowohl retro- wie auch prospektiver Anwendungen bereitgestellt, wenn die empirischen Erkenntnisse in die Struktur der ausgewählten theoretischen Modelle eingebracht werden können.

Neben dem prozeduralen Verfahrensrahmen beinhaltet HERMES für jeden einzelnen Schritt des Verfahrens ein funktionales Instrumentarium, um wesentliche Aspekte einer fortschrittlichen HRA zu behandeln, wie eine

konsistente Integration der Erkenntnisse der aufgetretenen Betriebserfahrung, die Berücksichtigung kognitiver Aspekte als auch von Ursachen und Wirkungen von Fehlern menschlichen Handelns sowie die dynamische Entwicklung der MMI. Der wichtigste funktionale Inhalt betrifft die Modellvorstellung menschlichen Handelns, das sog. Reference Model of Cognition, RMC/PIPE, das charakteristische Eigenschaften menschlicher Kognition reflektiert und darstellt (vgl. auch /RAS 86/, /REA 90/). Auch liegt eine klare Struktur der zugeordneten Fehlertaxonomie vor, die strikt zu dem Kognitionsmodell korreliert ist mit einer kohärenten Unterscheidung als auch Korrelation zwischen Ursachen und Wirkungen von Fehlern menschlichen Handelns in Bezug auf kognitiven Funktionen wie auch allgemeinen Kategorien von externen und internen Faktoren, die menschliches Handeln beeinflussen. Die Quantifizierung von Fehlerwahrscheinlichkeiten erfolgt auf Basis einer Analyse der Betriebserfahrung zusammen mit Expertenschätzungen.

### **Anwendungsbereich**

HERMES kann für die Durchführung systematischer Sicherheitsanalysen sowohl retro- als auch prospektiver Art genutzt werden. Es liegen Anwendungen für die Bereiche Kerntechnik /CAC 97/, /CAC 98/, /CAC 04b/, /SPI 98/, /SPI 00/, /SPI 0a/, /SPI 09/, /SPI 10/, Luftfahrt, Chemie, verarbeitende Industrie, Automotive, Transport- und Gesundheitswesen vor. Die Methode wurde bisher in keiner deutschen PSA eingesetzt, die im Rahmen der SÜ erstellt wurde.

### **Leistungsfähigkeit / Grenzen**

HERMES hat das Potenzial der Identifikation grundsätzlich anderer Fehlerarten aufgrund der Berücksichtigung kognitiver Aspekte in der dynamischen Wechselwirkung mit dem Umfeld. Dadurch können Handlungsfehler, Einflussfaktoren und Fehlermechanismen identifiziert und berücksichtigt werden, die dann zur gezielten, ursachenorientierten Behebung von Schwachstellen, wie die Verbesserung des Betriebsreglements und der Prozeduren, genutzt werden können.

Wie bei der Nutzung anderer methodischer Ansätze hängt die Qualität der Analyse von der sorgfältigen und konsequenten Vorgehensweise erfahrener Analysten ab.

### **Aufwand und Nutzen**

Die Methodik HERMES erfordert einen substanziellen, wenn auch keinen übermäßigen Analyseaufwand. Der Nutzen liegt in der Möglichkeit der Aufdeckung von Schwachstellen, die mit Methoden und Techniken der ersten Generation nicht erkennbar sind.

## **THERP – Technique for Human Error Rate Prediction**

### **Kurzbeschreibung**

Das THERP-Verfahren wurde von Swain und Guttman /SWA 83/ entwickelt. Es stellt eine Methode und Datenbasis zur Vorhersage der menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeit (Human Error Probability – HEP) dar und gehört zu den Modellen der ersten Generation. Die Grundannahme von THERP besteht darin, dass man Handlungen von Personal mitnichten in derselben Weise betrachten kann wie das fehlerfreie bzw. fehlerhafte Funktionieren von Bauteilen, die unabhängig voneinander ausfallen. Zunächst wird die Zuverlässigkeit des Personals genauso abgeschätzt wie bei einem Bauteil. Danach werden die so erhaltenen Basisfehlerwahrscheinlichkeiten (BHEP) durch die Leistung beeinflussenden Faktoren (Performance Shaping Factor – PSF) modifiziert. Auch die so erhaltenen CHEP (Conditional HEP) Werte werden noch nicht als bedingt unabhängig angesetzt. Sind mehrere Handlungsschritte zeitlich oder örtlich nahe bei einander gelegen, so kann man die dadurch zu unterstellende Abhängigkeit mit einem Kopplungsmodell abbilden. Solche Kopplungen können unterschiedlich sein je nach dem Vorgänger eines Handlungsschritts. Deshalb werden mit THERP menschliche Fehler im Allgemeinen nicht unter Benutzung von Fehlerbäumen modelliert, sondern mit HRA Bäumen, welche (abgesehen von der vertikalen Ausrichtung) eher Ereignisbäumen ähneln. Letztere werden, um eine quantitative und qualitative Abschätzungen ihres Auftretens bei der Ausführung einer Tätigkeit zu ermitteln, entweder mit einer dedizierten Software oder manuell ausgewertet. Die zugrunde liegende Datenbasis beruht auf empirischen Anlagendaten und Expertenbewertungen, die in Tabellenform nominelle menschliche Fehlerwahrscheinlichkeiten zur Verfügung stellen. Ergänzende Daten aus der deutschen Betriebserfahrung finden sich in /PRE 10/, /PRE 13a/ und /PRE 13b/. THERP wird als „Dekompositions-Ansatz“ bezeichnet, weil eine detaillierte Zerlegung der Aufgabe in Handlungsschritte erfolgen muss, um für diese die nominellen Fehlerwahrscheinlichkeiten (HEPs) zu ermitteln.

Das THERP-Verfahren setzt sich aus fünf Hauptschritten zusammen: (1) Definition der Systemausfälle, für die Fehlhandlungen unterstellt und quantifiziert werden müssen, (2) Identifikation der Aufgaben und Handlungsschritte des Personals, Definition des „Sollverhaltens“ des Personals unter den gegebenen Betriebsbedingungen, Identifikation möglicher Handlungsfehler und Recovery-Faktoren, (3) Beschreibung der leistungsbeeinflussenden Faktoren (Zeit, Stress Ergonomie, Abhängigkeiten für die einzelnen Aufgabenschritte, (4) Quantifizierung der Handlungsschritte durch Abschätzung der Fehlerwahrscheinlichkeiten mit Hilfe der THERP-Datenbasis, (5) Integration der menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeiten in die PSA.

### **Anwendungsbereich**

Das Verfahren kann prospektiv zur Bewertung von Personalhandlungen in einer PSA, zur Systemgestaltung in verschiedenen Phasen und zum Vergleich verschiedener Gestaltungsvarianten eingesetzt werden. THERP hat seinen Schwerpunkt auf Handlungen, die fertigungs- bzw. regelbasiert sind. Die Bewertungen wissensbasierter bzw. kognitiver Handlungen, insbesondere Entscheidungen nach Störungseintritt, sind im Verfahren nur randständig berücksichtigt.

Das THERP-Verfahren ist eine gängige Methode für die Analyse und Quantifizierung prozedurbasierter Handlungen nach Störfalleintritt. Ein exemplarisches Analysebeispiel mit der Methode THERP findet sich in Abschnitt E 4.1. Die Methode wurde bisher in fast allen deutschen PSA eingesetzt, die im Rahmen der SÜ erstellt wurden.

Hauptanwendungsbereich des Verfahrens ist die Kerntechnik, es wird aber auch im Offshore-Bereich und der Medizintechnik angewendet.

### **Leistungsfähigkeit / Grenzen**

THERP liefert nachvollziehbare Vorhersagen der Fehlerwahrscheinlichkeiten für fertigungs- und regelbasierte Handlungen, um damit Schwachstellen im System zu identifizieren.

Die Güte der Vorhersage der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Personalhandlungen hängt jedoch stark von der Qualität der Aufgabenanalyse und der realitätsnahen Bewertung der Randbedingungen, der Fehlertypen, der leistungsbeeinflussenden Faktoren sowie der Recovery-Faktoren ab.

An seine Grenzen stößt das THERP-Verfahren bei dynamischen Systemzuständen (d. h. wenn sich weder aus der Anlagendokumentation noch aus Kenntnissen über die Anlage das erforderliche Vorgehen eindeutig festlegen lässt), organisatorischen Randbedingungen (d. h. wenn der Einfluss von organisatorischen Unterschieden im Führungsstil, im Management, in der Sicherheitskultur und im Qualitätswesen beurteilt werden soll), kognitiven Tätigkeiten (soweit es sich um wissensbasiertes Vorgehen ohne Unterstützung durch die BHB und das NHB handelt) und der Interaktion zwischen dem Personal (in Fällen, in denen nicht klar ist, welches Personal zur Verfügung steht und wie es eingesetzt wird).

### **Aufwand und Nutzen**

Das Verfahren THERP ist das wohl bekannteste Verfahren zur Vorhersage der menschlichen Zuverlässigkeit und ist relativ einfach anzuwenden. Der Aufwand für die Durchführung der Aufgabenanalyse und der Quantifizierung der Fehlerwahrscheinlichkeiten ist jedoch relativ hoch im Vergleich zu älteren Verfahren, wie das AIPA Modell oder Verfahren wie HEART oder HCR, die auf eine Dekomposition der Handlung in Schritte verzichten. Im Vergleich zu Verfahren der dritten Generation erscheint der Aufwand eher gering. Eine Ausbildung/Schulung in der Anwendung von THERP ist empfehlenswert.

## **CREAM – Cognitive Reliability and Error Analysis Method**

### **Kurzbeschreibung**

CREAM startet mit einer kognitiven Aufgabenanalyse, welche auch die grundlegenden Teamaspekte beinhaltet. Für jede identifizierte kognitive Funktion werden im nächsten Schritt die Fehlermodi bestimmt. Auf deren Basis erfolgt dann (1) die Analyse der kognitiven Aktivitäten, (2) die Analyse der kognitiven Kontrollmodi, (3) die Analyse der Einflussfaktoren (CPC, Common Performance Conditions) und (4) die quantitative Bewertung. Typische CPC sind (1) Angemessenheit der Organisation, (2) Arbeitsbedingungen, (3) Angemessenheit des MMI und operative Unterstützung, (4) Verfügbarkeit von Prozeduren, (5) Anzahl der gleichzeitig anstehenden Ziele, (6) verfügbare Zeit, (7) Uhrzeit und zirkadianer Rhythmus, (8) Angemessenheit der Ausbildung und Erfahrung und (9) Qualität der Zusammenarbeit des Teams. Die CPCs werden in drei Kategorien mit unterschiedlichen Zuverlässigkeitswerten eingeteilt, die auch mögliche Wechselwirkungen zwischen den einzelnen CPCs berücksichtigen: sehr effizient, effizient, ineffizient und unangebracht.

Mit FRAM /HOL 12/ wurde das Verfahren um eine Simulationskomponente, die den Aspekt der Resilience aufnimmt, weiter entwickelt.

## **Anwendungsbereich**

Seit 2003 existieren Anwendungen in fast allen technischen Domänen mit Gefährdungspotential (Kerntechnik, Flugsicherung, Bahnbetrieb, Maritimer Bereich, Automotive, Medizin). In der Praxis hat sich CREAM als ein effizientes Werkzeug für eine konsistente qualitative Analyse und plausible, nachvollziehbare Ergebnisse für die kognitiven Aspekte menschlichen Verhaltens gezeigt. Die Methode wurde bisher in keiner deutschen PSA eingesetzt, die im Rahmen der SÜ erstellt wurde.

## **Leistungsfähigkeit / Grenzen**

Das Verfahren weist eine hohe Systematik auf. Eine Validierung der qualitativen Modellierung der kognitiven Aspekte hat es z. B. im Rahmen der OECD-Halden International HRA Empirical Study /NRC 09/ erfahren. Bezogen auf die quantitative Basis greift es jedoch auf Basisdaten zurück, die an Methoden der 1. Generation angelehnt wurden.

Auch ist in CREAM kein Suchschema enthalten, welches die Verbindung zur Systemanalyse herstellen kann.

## **Aufwand und Nutzen**

Das Verfahren erlaubt qualitative eine recht effiziente Beschreibung der kognitiven Aktivitäten und kognitiven Kontrollmechanismen. Eine Bewertung ist jedoch an diese Systematik nicht direkt angekoppelt und bedarf Experteneinschätzungen, sowohl hinsichtlich der Zuordnung von kognitiven Aspekten zu den Einflussfaktoren als auch der numerischen Quantifizierung.

## **ASEP – Accident Sequence Evaluation Program**

### **Kurzbeschreibung**

Das ASEP-Screening-Verfahren ist in zwei Vorgehensweisen unterteilt, einerseits in das ASEP-Screening und das ASEP-Nominal-Verfahren. Es wurde von Swain 1987 entwickelt, um eine leicht verständliche, schnell erlernbare und gut anwendbare Methode zur Verfügung zu stellen, die Grobschätzungen der menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeiten (HEPs) unter Berücksichtigung von Abhängigkeiten und Recovery-Faktoren erlaubt. Ebenfalls ermöglicht es die Abschätzung von Reaktionszeiten für Handlungen unter normalen Betriebsbedingungen und nach Störungseintritt. Die beiden Varianten des ASEP-Verfahrens unterscheiden sich darin, ob sie zur Abschätzung von HEPs für Pre-Accident-Tasks oder für Post-Accident-Tasks eingesetzt werden. Pre-Accident-Tasks sind solche, die vor Eintritt eines auslösenden Ereignisses bei inkorrektener Ausführung zu Komponentenausfällen oder zur Unverfügbarkeit von Systemen oder Komponenten führen können. Post-Accident-Tasks sind Handlungen, die nach Eintritt eines Störfalls ergriffen werden müssen, um die Anlage in einen sicheren Zustand zu überführen.

Das ASEP-Screening Verfahren hat eine geringe Analysetiefe und dient dazu, relevante Handlungen vor dem Eintritt eines auslösenden Ereignisses zu identifizieren und konservativ abzuschätzen. Dadurch werden Handlungen, die einen geringen Beitrag zum Ereignis haben, mit relativ geringem Aufwand ermittelt. Zur Durchführung des ASEP-Screenings werden verschiedene Informationen benötigt: (1) Informationen zu erforderlichen Handlungsschritten, um die erforderliche Handlung korrekt auszuführen, (2) verfügbares Zeitintervall für einzelne Maßnahmen nach Bekanntwerden des Erfordernisses der Maßnahme, (3) Zeitverläufe, wenn mehrere Ereignisse parallel ablaufen und zu diagnostizieren sind, (4) Informationen zu Bedienelementen, Darstellung der Informationen zu Prozessgrößen, Ausbildungs- und Trainingsstand des Personals, sowie (5) Einschätzung des Stresslevels (erhöht vs. hoher Stress) beim Personal.

Mit dem ASEP-Nominal-Verfahren werden diejenigen Handlungen betrachtet, die aufgrund des ASEP-Screening-Verfahrens als relevant identifiziert wurden. Es werden im Vergleich zum ASEP-Screening noch weitere, zusätzliche Informationen herangezogen, um die HEPs genauer abschätzen zu können: Angaben zur Wartenbesetzung, deren Verteilung und Personalredundanz, Zeitbedarf für Aktionen außerhalb der Warte, Bekanntheit des Ereignisablaufs beim Personals (Fachkunde, etc.), Informationen zur Vorgehensweise im BHB/NHB, Informationen zu Alarmen bzw. Alarmmustern, Dynamik von Handlungen sowie auf Aktionen bezogene Recovery-Faktoren.

## **Anwendungsbereich**

Die ASEP-Verfahren können prospektiv zur Ermittlung von Handlungenbeiträgen am Gesamtergebnis der PSA eingesetzt werden. Die ASEP-Verfahren stellen eine stark vereinfachte Variante der THERP-Methode dar und werden ebenfalls den Methoden der ersten Generation zugeordnet. Die Methode wurde bisher einzeln in deutschen PSA eingesetzt, die im Rahmen der PSÜ erstellt wurden (i. w. zur konservativen Bewertung einfacher Handmaßnahmen).

Anwendungen existieren überwiegend in der Kerntechnik.

## **Leistungsfähigkeit / Grenzen**

Die ASEP-Verfahren ermöglichen eine aufgabenbezogene Quantifizierung durch den Vergleich mit einer vorgegebenen Auswahl von HEPs.

## **Aufwand und Nutzen**

Das Verfahren erlaubt schnelle und relativ einfache Vorabschätzungen relevanter Handlungen, die einer weiteren detaillierten Analyse zu unterziehen sind. Die Anwendung der Verfahren erfordert weniger Erfahrung und Training bei den Analytikern.

## **CESA – The Commission Errors Search and Assessment Method**

### **Kurzbeschreibung**

Die Methode CESA wurde von der Arbeitsgruppe „Risk and Human Reliability“ des Paul Scherrer-Instituts (Schweiz) entwickelt. Sie zielt darauf ab, sogenannte „Errors of Commission“ (EOC), d. h. unangemessene oder unerwünschte Personalhandlungen, die sich störfallverschlimmernd auswirken, zu identifizieren und zu bewerten /REE 04/, /REE 09a/. Die Einbeziehung von EOCs erweitert den Rahmen gegenwärtig durchgeführter PSAs, in denen nur die Unterlassung notwendiger Handlungen (sogenannte „Errors of Omission“ (EOO)) berücksichtigt wird.

Das Ziel der Methode ist es, im Rahmen einer bestehenden PSA potentiell risikosignifikante EOCs zu identifizieren. Die wesentliche Idee der EOC-Identifizierung geht von einer Auswahl von Schlüsselhandlungen aus, die eine Teilmenge der in entsprechenden Prozeduren festgelegten Handlungen nach Störfalleintritt ist. Im nächsten Schritt werden dann Szenarien identifiziert, in denen diese Schlüsselhandlungen möglicherweise als angemessen oder notwendig erscheinen. Der Katalog der in Prozeduren festgelegten Handlungen bietet die Basis, auf der die Suche nach EOC-anfälligen Situationen gründet. Die Methode CESA zur EOC-Identifizierung und Bewertung wurde bisher in drei anlagenspezifischen PSA mit vollem Umfang eingesetzt /REE 04/ und ist daher recht ausgereift. Eine Methode zur Quantifizierung (CESA-q) befindet sich gegenwärtig in der Entwicklung (siehe /REE 09b/ für einen Ausblick und /NRC 09/ für ihre Anwendung im Rahmen der „International HRA empirical study“). Ein Einsatz der Methode mit vollem Umfang im Rahmen einer anlagenspezifischen PSA – inklusive Quantifizierung – wird in /POD 13/ berichtet.

### **Anwendungsbereich**

Identifikation und Bewertung von „Errors of Commission“: Der Schwerpunkt liegt auf der Betrachtung von EOCs, welche die Folge von Entscheidungsfehlern sind (d. h. Handlungen, die irrtümlich als angemessen erscheinen), im Gegensatz zu „Slips“.

## **Leistungsfähigkeit / Grenzen**

Das CESA-Suchschema wurde im Rahmen von drei Studien für Kernkraftwerke (eines mit Druckwasserreaktor und zwei mit Siedewasserreaktor) angewendet. Diese Studien zeigten die Machbarkeit einer systematischen Berücksichtigung von EOCs im Rahmen einer PSA und demonstrierten die Effektivität des CESA-Suchschemas.

Die wesentliche Beschränkung der CESA-Methode ist die beschränkte formale Anleitung, die der Quantifizierung (d. h. CESA-q) zugrunde liegt. Eine entsprechende Anleitung befindet sich gegenwärtig in der Entwicklung, /REE 09b/ bietet einen Ausblick.

## **Aufwand und Nutzen**

Die CESA-EOC-Screening-Prozedur, basierend auf einer Importanzanalyse unter Zuhilfenahme des vorhandenen PSA-Modells, ist sehr effizient. CESA liefert eine Anleitung zur Priorisierung der EOC-Identifikation (basierend auf PSA-Importanzen) und bietet die Möglichkeit, den Umfang der Analyse zu definieren (durch Festlegung des Handlungskatalogs, der der EOC-Suche zugrunde liegt). Mit diesen Mitteln ist der Aufwand für eine Analyse – in nachvollziehbarer Weise – steuerbar und kann anhand der zur Verfügung stehenden Ressourcen festgelegt werden. Die Anwendung von CESA kann als moderat ressourcenintensiv bezeichnet werden und ist in dieser Hinsicht vergleichbar mit anderen kontextbasierten HRA-Methoden wie MERMOS (EDF) oder ATHEANA (US-NRC). Die Anwendung setzt neben der Verfügbarkeit eines erfahrenen HRA-Analysten eine detaillierte Analyse der anlagenspezifischen Störfallprozeduren sowie der anlagenspezifischen PSA voraus. Die Analyse beinhaltet die Erfassung von Informationen über die Betriebspraxis bei der Störfallbehandlung unter Einbeziehung von Ausbildungs- und Trainingspersonal.

Die Ergebnisse einer CESA-Analyse erlauben eine vollständigere Charakterisierung des anlagenspezifischen Risikoprofils; sie ergänzen die üblicherweise durchgeführten Analysen von Personalhandlungen, die sich typischerweise auf Auslassungsfehler beschränken. Die drei anlagenspezifischen Anwendungsstudien /REE 04/, /REE 09a/ und /POD 13/ ergaben eine begrenzte Anzahl von EOC-Situationen (typischerweise 5 bis 10 szenariospezifische EOCs) mit Risikobeiträgen, die denen von Auslassungsfehlern vergleichbar sind. Die identifizierten EOC-Situationen legen möglicherweise sicherheitsfördernde Änderungsmaßnahmen nahe (im Allgemeinen auf der Ebene von Prozeduren), die darauf abzielen, das Risiko für diese EOCs zu verringern. Der Suchprozess, durchgeführt basierend auf geringerer Importanz und geringerer Plausibilität potentieller EOCs, ist darüber hinaus eine weitere Bestätigung der Effektivität technischer und administrativer Sicherheitsbarrieren.

## **HCR-ORE – Human Cognitive Reliability – Operator Reliability Experiment, und CBDT – Cause Based Decision Trees**

### **Kurzbeschreibung**

Seitens der nordamerikanischen Betreiberorganisation EPRI wurden Anfang der 90er Jahre Experimente zur Zuverlässigkeit (operator reliability experiments) von kerntechnischen Wartenmannschaften finanziert. Eine Anzahl von Handlungen unterschiedlicher Komplexität wurden auf Simulatoren durchgeführt und es wurde erfasst, ob und nach wie langer Zeit das Szenario jeweils beherrscht war. Es gab Aufgaben sowohl für DWR als auch für SWR.

In einem weiteren Projekt wurden einige Ingenieurbüros damit beauftragt, auf der Grundlage der so erfassten Rohdaten das HCR-Modell von Hannaman weiter zu entwickeln. Ergebnis ist der Bericht EPRI TR-100259 /PAR 92/. Es gelang nicht, die Kategorisierung von Hannaman zu reproduzieren; statt der ursprünglich drei entstanden zehn Zeitkorrelationen für unterschiedliche Handlungen, je fünf für DWR und SWR. Da die experimentelle Basis für eine Schätzung sehr kleiner Wahrscheinlichkeiten unzureichend war, entwickelte man außerdem ein Verfahren, welches auf Entscheidungsbäumen bezüglich verschiedener Ursachen des Fehlschlagens beruht. Dieses Verfahren heißt CBDT (cause based decision trees). Ausgehend von den Bereichen Mensch-Maschine Schnittstelle und Mensch-Dokumentationsschnittstelle werden je vier Entscheidungsbäume entwickelt, die jeweils ca. 5 Sachverhalte abfragen. An den Endknoten ist jeweils angegeben, welches die Versagenswahrscheinlichkeit dieses Szenarios ist. Die so gefundenen Rohwerte können noch mit die Leistung beeinflussenden Faktoren (PSF) versehen werden. Welche PSF möglich sind, hängt vom Baum, teilweise auch von der Sequenz ab.

Ursprünglich waren beide Ansätze (HCR/ORE und CBDT) als ein gemeinsames Verfahren gedacht. Der Benutzer würde entweder die Zeitkorrelation oder die CBDT-Methode anwenden, je nachdem, ob er die Zeit oder die Interfaces als wichtiger sieht. Oder er würde das Maximum oder auch die Summe der beiden Werte ansetzen.

In der späteren Literatur wurden beide Ansätze als unterschiedliche, voneinander unabhängige Methoden angesetzt. Insbesondere wurden die Verfahren sowohl im EPRI Calculator, als auch in der HRA-3G Software als unabhängig voneinander implementiert. Da man die in ORE ausgewählten Handlungen als spezifisch für nordamerikanische Gegebenheiten angesehen hat, wird in einigen Fällen außerhalb den USA (z. B. KKM) CBDT zusammen mit der Zeitkorrelation von THERP benutzt. Während ursprünglich der Anspruch bestand, dass die beiden Ansätze Handlungen vollständig bewerten, wird in den letzten Jahren die HCR/CBDT bzw. THERP/CBDT Kombination schwerpunktmäßig für Diagnose und Entscheidungsfindung genutzt, während die Umsetzung mit HRA-Bäumen nach THERP modelliert wird.

### **Anwendungsbereich**

Das Verfahren kann prospektiv zur Bewertung von Personalhandlungen in einer PSA, zur Systemgestaltung in verschiedenen Phasen und zum Vergleich verschiedener Gestaltungsvarianten eingesetzt werden. Dies bezieht sich nach dem heutigen Stand insbesondere auf die Diagnose und Entscheidungsfindung. Das Verfahren hat seinen Schwerpunkt auf Handlungen, die fertigkeit- bzw. regelbasiert sind, d. h. die durch die Anlagendokumentation (BHB, NHB) unterstützt werden. Während das THERP Diagnosemodell neben der Zeit nur Ausbildung und Stress berücksichtigt, sind dies bei CBDT jeweils ca. 20 diskrete Einflussfaktoren für das Mensch-Maschine-Interface und für das Mensch-Dokumentations-Interface. Darüber hinaus werden die Leistung beeinflussende Faktoren, wie Stress und Recovery berücksichtigt.

Das Verfahren ist bisher in der Kerntechnik eingesetzt worden. Der Einsatz in den Niederlanden und in der Schweiz ist bekannt. Da die zugehörigen Berichte bis vor ca. vier Jahren proprietär waren, war ein Einsatz in der deutschen Aufsichts-/Gutachterlandschaft kaum möglich. Nachdem die Dokumente /PAR 92/ seither von EPRI freigegeben worden sind, steht einem Einsatz nichts mehr im Wege.

## **Leistungsfähigkeit / Grenzen**

CBDT liefert nachvollziehbare Vorhersagen der Fehlerwahrscheinlichkeiten für den Diagnose und Entscheidungsfindungsanteil fertigungs- und regelbasierter Handlungen, um damit Schwachstellen im System zu identifizieren.

Die Güte der Vorhersage der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Personalhandlungen hängt jedoch stark von der Qualität der Aufgabenanalyse und der realitätsnahen Bewertung der Randbedingungen, der Fehlertypen, der leistungsbeeinflussenden Faktoren sowie der Recovery-Faktoren ab.

An seine Grenzen stößt das CBDT-Verfahren bei dynamischen Systemzuständen (d. h. wenn sich weder aus der Anlagendokumentation noch aus Kenntnissen über die Anlage das erforderliche Vorgehen eindeutig festlegen lässt), organisatorischen Randbedingungen (d. h. wenn der Einfluss von organisatorischen Unterschieden im Führungsstil, im Management, in der Sicherheitskultur und im Qualitätswesen beurteilt werden soll), kognitiven Tätigkeiten (soweit es sich um wissensbasiertes Vorgehen ohne Unterstützung durch die BHB und das NHB handelt) und der Interaktion zwischen dem Personal (in Fällen, in denen nicht klar ist, welches Personal zur Verfügung steht und wie es eingesetzt wird).

## **Aufwand und Nutzen**

Das CBDT Verfahren wird heute als Ergänzung zur THERP Zeitkorrelation für die Diagnose / Entscheidungsfindung eingesetzt. Insofern erhöht sich der Aufwand gegenüber einer alleinigen THERP Analyse offensichtlich. Das Verfahren ist allerdings übersichtlich und in seiner Darstellung in Form von Entscheidungsbäumen überschaubar. Wenn die erforderlichen Informationen im Rahmen der Aufgabenanalyse mit erfasst werden, ist die Auswertung einfach und wird durch die Werkzeuge unterstützt. Diesem Aufwand gegenüber steht ein deutliches Plus an Transparenz, weil vergleichbar mehr Einflüsse explizit und damit nachvollziehbar modelliert werden. Die Methode wird im Rahmen des EPRI-Calculators in ähnlicher Form in US-PSA eingesetzt.

## **GRS-Methodik zur Identifikation und Bewertung schädlicher Personaleingriffe (DEEM – Decision Error Evaluation Methodology)**

### **Kurzbeschreibung**

Grundsätzlich wird innerhalb einer PSA davon ausgegangen, dass die Operateure Handlungen ausführen, die aus ihrer Sicht sinnvoll und adäquat sind und welche mit dem technisch vorliegenden Umfeld in einem direkten Zusammenhang stehen. Bewusst inkorrektes Verhalten (Sabotage) wird in probabilistischen Sicherheitsanalysen nicht untersucht.

Aus diesem Spektrum von Handlungen werden in einer PSA in der Regel nur solche Handlungen bewertet, die zur Beherrschung einer Störung oder eines Störfalls systemtechnisch erforderlich sind.

Zu untersuchen ist aber auch, in wieweit Fehler in der Informationsverarbeitung des Menschen (kognitive Fehler) dazu führen, dass Handlungen ausgeführt werden, die unterschiedlich zu der systemtechnisch erforderlichen Handlung sind, oder dass eine Handlung ausgeführt wird, obwohl systemtechnisch keine Handlung erforderlich ist. In der Betriebserfahrung gibt es Beispiele für diese Art von Handlungen. Aus ausländischen Anlagen ist bekannt, dass sie zu schwerwiegenden Ereignisabläufen mit großen Folgen führen können.

Im Rahmen des BMWi-Vorhabens RS 1112 /GRS 03/ wurde eine Methode zur Bewertung solcher Handlungen entwickelt. Die Methode setzt sich zusammen aus den drei Teilschritten:

- systematische Bestimmung von Eingriffen, die in einer konkret vorgegebenen Anlagensituation schädlich sind (ausgehend von den in PSA-Ereignisablaufdiagrammen abgebildeten Mindestanforderungen an die benötigten Systeme zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses),
- Identifikation von zu unterstellenden Denkfehlern, die in einer konkret vorgegebenen Anlagensituation auftreten können (basierend auf einer Analyse des einer schädlichen Handlung zugrundeliegenden „kognitiven Auslösemusters“ mithilfe eines neuentwickelten Kognitionsmodells) sowie
- qualitative und quantitative Einschätzung der Wahrscheinlichkeit, dass das Auslösemuster einer schädlichen Handlung irrtümlich als gegeben eingeschätzt und ein schädlicher Eingriff ausgeführt wird (Schätzverfahren basierend auf der Einschätzung der kognitiven Beanspruchung in einer vorgegebenen Entscheidungssituation und vorgegebenen pessimistischen quantitativen Schätzwerten).

### **Anwendungsbereich**

Die Methode wurde in den zwei deutschen PSA-Studien erfolgreich erprobt, d. h. zu unterstellende schädliche Eingriffe konnten identifiziert, bewertet und in das PSA Modell integriert werden

## E 4 EXEMPLARISCHE ANALYSEBEISPIELE

### E 4.1 ANALYSEBEISPIEL FÜR EINE BEWERTUNG MIT METHODEN DER ERSTEN GENERATION: DAMPFERZEUGER-HEIZROHRBRUCH

#### Aufgabenstellung

Nachfolgend wird das auslösende Ereignis „Dampferzeuger-Heizrohrbruch“ exemplarisch dargestellt. Dabei handelt es sich um ein auslegungsgemäß ablaufendes Standard-Szenario, bei dem sowohl die Überwachung automatischer Abläufe (Abfahren der Anlage) erfolgt als auch konkrete Maßnahmen erforderlich sind, wie die Absenkung des Kühlmitteldruckes, die Leckage-Ergänzung und die Identifikation und Isolation des defekten Dampferzeugers (DE). Nur für die Identifikation und Isolation des defekten Dampferzeugers soll die Anwendung des THERP-Verfahrens exemplarisch und auszugsweise demonstriert werden; für das Vorgehen bei einer vollständigen Analyse wird auf die Erläuterungen zur Modellierung und Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen in Kapitel 3.4 sowie Abschnitt E-2 dieses Anhangs verwiesen.

#### Qualitative Bewertung

Zur Durchführung der Personalhandlungsanalyse für die Handmaßnahme „Isolation des defekten Dampferzeugers“ wird von folgenden Randbedingungen ausgegangen:

1. Das auslösende Ereignis ist charakterisiert durch:
  - doppelseitiger Bruch eines DE-Heizrohres aus dem Vollastbetrieb,
  - klare Signalisierung des defekten DE durch Ansprechen der N16-Aktivitätsgrenzwerte,
  - Ansprechen der Notkühlkriterien,
  - Verfügbarkeit der Eigenbedarfsversorgung,
  - Verfügbarkeit der Leittechnik, insbesondere der Signalisation des Störfalles über die Aktivitätsüberwachung.
2. Als „interessierendes System-Versagensereignis“ gemäß THERP wird hier ein Gefährdungszustand durch leckbedingte Überspeisung des defekten Dampferzeugers betrachtet, dessen Eintreten bei erfolgreicher Handmaßnahme verhindert wird. Fehlhandlungen, die zu anderen Gefährdungszuständen beitragen, werden in diesem Beispiel nicht berücksichtigt.
3. In der hier betrachteten Ereignisbaumsequenz ergab sich aus der thermohydraulischen Analyse ein Zeitraum von 100 min, innerhalb dessen die Personalhandlung abgeschlossen sein muss, um den Gefährdungszustand zu verhindern.

Nach Auswertung der Anlagendokumentation, der Durchführung von Anlagenbegehungen und der Befragung des Schichtpersonals seien die folgenden für die HRA relevanten Ergebnisse ermittelt worden:

- a) Die Anlage besitzt ein ereignisorientiertes BHB (Checkliste mit Abhakpositionen), in dem der betrachtete Störfallablauf explizit behandelt wird.
- b) Die Wartengestaltung und die BHB-Gestaltung genügen hinsichtlich des hier betrachteten Störfallablaufes hohen ergonomischen Anforderungen.
- c) Das Schichtpersonal hat den Störfall wiederkehrend in Schulungen und am Simulator trainiert. Die Anlage verfügt ausschließlich über langjährig erfahrenes Personal.
- d) Alle erforderlichen Personalhandlungen für diesen Störfall beschränken sich auf die Warte.
- e) Die Diagnose des Störfalles gilt mit dem Einstieg in das BHB-Kapitel „DE-Heizrohrbruch mit Notkühlkriterien“ als abgeschlossen. Als Ausführungszeit für die dann folgenden Kontrollschritte und Schalthandlungen (einschließlich von Reserven für mögliche Fehlerkorrekturen) werden pessimistisch 40 Minuten angesetzt. Damit ergibt sich eine verfügbare Diagnosezeit von  $(100 - 40) \text{ min} = 60 \text{ min}$ .
- f) Die Warte ist zum Zeitpunkt des Ereigniseintritts mit
  - dem Schichtleiter (SL)
  - dem stellvertretender Schichtleiter (SSL)
  - dem Reaktorfahrer Primärkreis (RF1)
  - dem Reaktorfahrer Sekundärkreis (RF2)

besetzt. Von weiterem Schichtpersonal wird kein Kredit genommen.

Auf der Grundlage der so gewonnenen anlagenspezifischen Informationen ist im weiteren Verfahrensablauf nach THERP nun die Handlungs- bzw. Aufgabenanalyse durchzuführen (Handlungserlegung und Fehleridentifikation), deren Ergebnisse in der Tabelle E-4 dokumentiert sind.

Dabei wurden für den Erfolg der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“ die folgenden wesentlichen Einzelhandlungen identifiziert:

- (1) Diagnose des Störfalls,
- (2) Identifikation des defekten Dampferzeugers,
- (3) Isolation des defekten Dampferzeugers.

Zur nachvollziehbaren Darstellung und Qualitätssicherung der Aufgabenanalyse wurden die zu Grunde gelegten Annahmen in der Spalte „Dokumentation der Analyse“ der Tabelle E-5 ausgewiesen.

Die probabilistische Bewertung der betrachteten Personalhandlung erfolgt über die Modellierung des HRA-Baumes. In diesem Zuverlässigkeitsmodell, das der Ereignisbaum-Methode entspricht, wird das Versagen der wesentlichen Einzelhandlungen in Form von Fehlerpfaden  $F_i$  beschrieben.

Die Nichtverfügbarkeit der gesamten Personalhandlung ergibt sich dabei als ODER-Verknüpfung der  $F_i$  und die  $F_i$  ihrerseits setzen sich aus UND-Verknüpfungen nichtverfügbarer redundanter bzw. diversitärer Teilhandlungen  $F_{ij}$  zusammen.

In Abbildung E-1 ist der HRA-Baum für die Nichtverfügbarkeit der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“ dargestellt. Die Quantifizierung des HRA-Baumes wird im folgenden Kapitel beschrieben.

### **Quantitative Bewertung**

Die Ergebnisse der qualitativen Bewertung bilden zusammen mit der THERP-Datenbasis die Grundlage für die Quantifizierung der Fehlhandlungswahrscheinlichkeiten der Einzelschritte und damit - nach probabilistischer Auswertung des HRA-Baumes – der Nichtverfügbarkeit der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“ insgesamt.

In der Tabelle E-4 sind die Elemente der qualitativen und der quantitativen Analyse zusammengestellt und erläutert.

Auf der Grundlage dieser Einzelschritte kann nun der HRA-Baum nach Abbildung E-1 ausgewertet werden.

Die Eingangswerte und die Ergebnisse der Quantifizierung des HRA-Baumes unter Berücksichtigung der Unsicherheitsanalyse gemäß Anhang A in /SWA 83/ werden in der Tabelle E-5 zusammengestellt ( $F_{ij}$  und  $EF_{ij}$  aus Tabelle E-4).

Die Fehlhandlungswahrscheinlichkeit der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“ liegt bei einem Medianwert von  $1,1 \cdot 10^{-3}$  (mit den 5 %- bzw. 95 %-Fraktilen:  $10^{-4}$  bzw.  $10^{-2}$ ).

Für die Einbindung der HRA-Ergebnisse in die Ereignisbaum-Auswertung ist jedoch der Übergang auf den Mittelwert (Mean) erforderlich, der sich zu  $3 \cdot 10^{-3}$  ergibt.

Tabelle E-4: Definition und Quantifizierung der Handlungsschritte nach Aufgabenanalyse der Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“

Aufgabe/Tätigkeit	Indikatoren/Informationen	HEP <sup>5</sup> nominal	Abhängigkeit	PSF <sup>6</sup>	F <sup>7</sup> <sub>ij</sub>	EF <sup>8</sup>	Quelle <sup>9</sup>	Dokumentation der Analyse
– Ereignisdiagnose: Dampferzeuger-Heizrohrbruch – Schicht	Sicherheitsgefahrenmeldung DEHEIRO, <u>Ausbleiben</u> einer Meldung über $\Delta p$ im Sicherheitsbehälter	0.0001	-	-	F <sub>11</sub> =0.0001	30	Tab. 20-3, Item 5	<p>Der Störfalleintritt wird durch eine Sicherheitsgefahrenmeldung „HEIZROHRBRUCH“ signalisiert, die von der Frischdampf (FD)-Aktivitätsmessung ausgelöst wird und ein wichtiges Erkennungskriterium darstellt. Da mit dem Störfalleintritt und der Reaktorschnellabschaltung (RESA)-Auslösung aber weitere Signalisationen ansprechen, muss die Diagnose "Heizrohrbruch" gegenüber anderen möglichen Ereignissen (z. B. Primärleck mit Ansprechen der FD-Aktivitätsmessung) verifiziert werden. In dem hier angesetzten Handlungsmodell gilt die Diagnose mit dem Einstieg in das BHB-Kapitel „DE-Heizrohrbruch mit Notkühlkriterien“ als abgeschlossen.</p> <p>Die verfügbare Diagnosezeit wurde aus der für die erfolgreiche DE-Isolation insgesamt verfügbaren Zeit und dem Zeitbedarf für die Einzelhandlungen zu 60 min abgeschätzt.</p>

<sup>5</sup>HEP - Human Error Probability, eingeführt als Medianwert einer lognormalverteilten Zufallsgröße

<sup>6</sup>PSF - leistungsbeeinflussende Faktoren wie z. B. Stress oder Umgebungseinflüsse

<sup>7</sup>Diese Matricelemente werden zur späteren Quantifizierung des HRA-Baumes eingeführt

<sup>8</sup>EF - Error Factor; HEP/EF charakterisiert das 95 %-Perzentil, HEP/EF das 5 %- Perzentil der lognormalverteilten HEP

<sup>9</sup>Quellenangaben beziehen sich auf die Datenbasis von /SWA 83/.

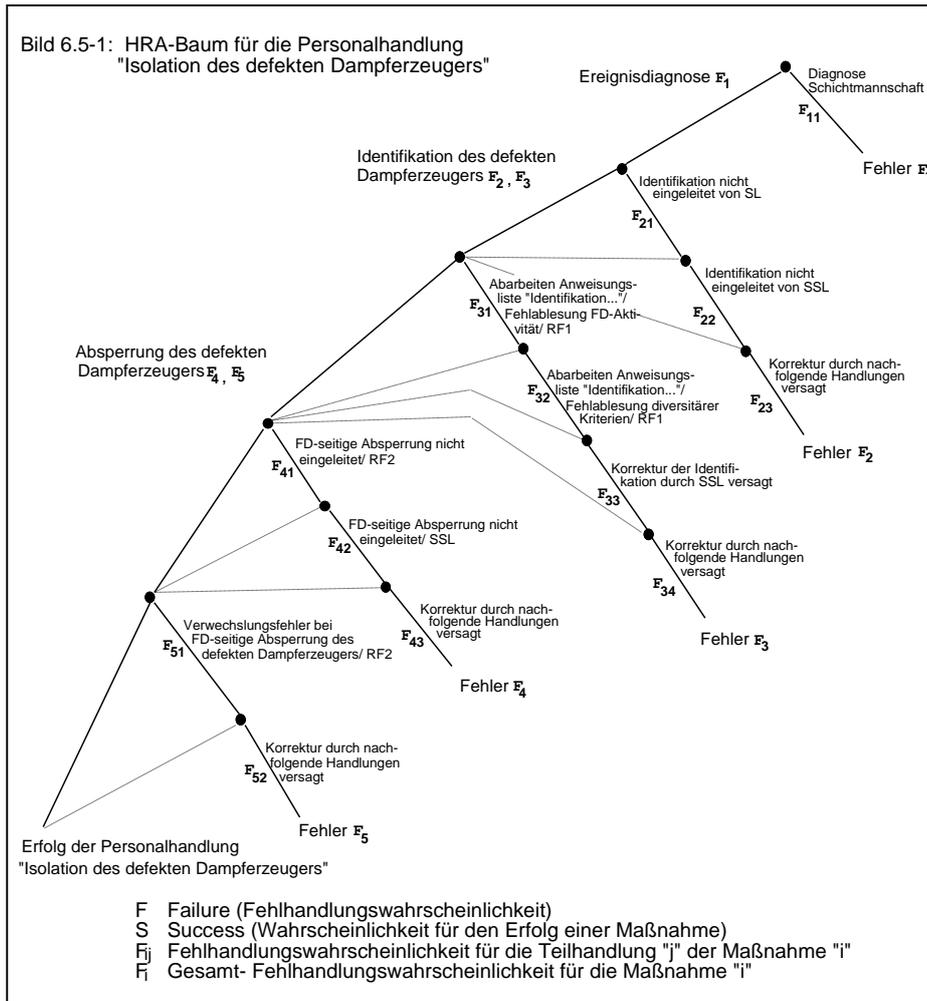
Aufgabe/Tätigkeit	Indikatoren/Informationen	HEP <sup>5</sup> nominal	Abhängigkeit	PSF <sup>6</sup>	F <sup>7</sup> <sub>ij</sub>	EF <sup>8</sup>	Quelle <sup>9</sup>	Dokumentation der Analyse
<b>Identifikation des defekten Dampferzeugers</b>	DE-Höhenstand, Stellung Speisewasser-Regelventile, FD-Aktivität, Aktivität DE-Ab-schlammung							<p>Die "Identifikation" beinhaltet Ablesungen von Linienschreibern (Aktivitätsmessungen) und Anzeigen zur Erkennung von Differenzen untereinander (z. B. DE-Höhenstände, Stellung Speisewasser (SpW)-Regelventile) und ist im BHB detailliert mit eindeutiger und verifizierbarer Zielstellung beschrieben. Zur Modellierung werden hier vereinfacht die Maßnahmenkomplexe „Ablesung Aktivitätsanzeige“ und „Ablesung diversitärer Kriterien“ gebildet und bewertet.</p> <p>Die Möglichkeit der Nichtbenutzung des BHB („schriftliche Prozedur“) wird auf Grund der anlagenspezifischen Gegebenheiten vernachlässigt. Vereinfachend wird hier der checklistenartige Aufbau (Abhakpositionen) des BHB und die Bewertung der richtigen Benutzung der Checklisten pessimistisch nicht berücksichtigt (deshalb in Tab. 20-7 nicht item 2, sondern item 4 verwendet).</p> <p>Die Ablesungen erfolgen unter mittlerem Stress.</p> <p>Als Fehlhandlungen werden „Ablesefehler“ und „Unterlassungsfehler“ unterstellt.</p> <p>RF2 wird wegen betrieblicher Aufgaben zur Stabilisierung der Nachwärmeabfuhr nicht in die personelle Redundanz einbezogen.</p>
Einleitung der Identifikation – SL		0.01		2	F <sub>21</sub> =0.02	5	Tab. 20-16(4a) Tab. 20-7(4) Tab. 20-20(5)	Der Schichtleiter ruft BHB- Kapitel „HEIZROHRBRUCH MIT NOT-KÜHLKRITERIEN“ im BHB auf. Bewertung wie Auslassung (Nichteinleitung) einer Anweisung aus einer langen Liste von Anweisungen einer schriftlich vorliegenden Prozedur (s. vorstehende Erläuterungen), die auch benutzt wird. Der EF ist gemäß Tab. 20-20(5) (mittlerer Stress, Schritt für Schritt-Anweisungen, keine Routine-Bedingungen) mit 5 zu wählen.

Aufgabe/Tätigkeit	Indikatoren/Informationen	HEP <sup>5</sup> nominal	Abhängigkeit	PSF <sup>6</sup>	F <sup>7</sup> <sub>ij</sub>	EF <sup>8</sup>	Quelle <sup>9</sup>	Dokumentation der Analyse
– SSL			MD		F <sub>22</sub> =0.15	3	Tab. 20-18,-21	<p>Für die Auslösung der Identifikation wird der SSL als personelle Redundanz betrachtet.</p> <p>Zwischen der 1. Fehlhandlung und dem Korrekturversagen besteht Abhängigkeit, s. auch THERP<sup>6</sup>, Tab. 20-4 (Berücksichtigung gemeinsamer PSF wie falsche Anfangshypothese, Stress, MD: s. nächste Zeile).</p> <p>Zuverlässigkeitsreserven durch weitere personelle Redundanz werden auf Grund der Arbeitsbelastung - der RF1 ist zu diesem Zeitpunkt noch mit der Überprüfung der automatischen Abläufe befasst - konservativ nicht berücksichtigt.</p>
Korrektur durch nachfolgende Handlung (DE-Isol.) – RF1			MD		F <sub>23</sub> =0.15	3	Tab. 20-18,-21	<p>Der nachfolgende Schritt „DE-Isolation“ setzt die Identifikation voraus. Mit dem Einleiten der Isolation besteht deshalb auch eine Korrekturmöglichkeit für die unterlassene Identifikation.</p> <p>Es sind jedoch gemeinsame Ursachen für die Unterlassung von Identifikation und Isolation bzw. Isolation des falschen DE zu unterstellen, die im Rahmen der Aufgabenanalyse als „Error-Likely Situations“ (THERP<sup>6</sup>, Kap. 4) in Form von falscher Anfangshypothese, Ablenkung durch andere Aufgaben und Zeitdruck ermittelt worden seien, die in Form des Kopplungsgrades „MD“ (moderate dependence) berücksichtigt werden.</p>
Abarbeiten Anweisungsliste „Identifikation...“/ Ermittlung des DE mit FD-Akt. – RF1		0.006		5	F <sub>31</sub> =0.03	10	Tab. 20-16(5a) Tab. 20-10(3) Tab. 20-20(8)	<p>Die Fehlhandlung besteht in der Fehlablesung von einem Blattschreiber. Strenggenommen müssten die Ablesungen aller DE-Aktivitätsmessstellen und die vergleichende Beurteilung der Anzeigen bewertet werden; durch Wahl des PSF (dynamic task, heavy task load) werden die damit verbundenen Fehlermöglichkeiten abgedeckt.</p> <p>Bei der Wahl des EF wurde eine „dynamische Aufgabe“ im Sinne der Fußnote † in Tab. 20-16 angenommen, so dass nach Tab. 20-20(8) ein Wert von 10 zu verwenden ist.</p>

Aufgabe/Tätigkeit	Indikatoren/Informationen	HEP <sup>5</sup> nominal	Abhängigkeit	PSF <sup>6</sup>	F <sup>7</sup> <sub>ij</sub>	EF <sup>8</sup>	Quelle <sup>9</sup>	Dokumentation der Analyse
Abarbeiten der Anweisungsliste „Identifikation...“/ Ablesung diversitärer Kriterien – RF1			MD		F <sub>32</sub> =0.15	3	Tab. 20-18,-21	Da neben der FD-Aktivität noch mehrere diversitäre Kriterien zur Identifikation des defekten DE existieren, die im BHB auch aufgeführt sind, kann eine anfängliche Fehlablesung mittels dieser weiteren Kriterien korrigiert werden. Die Bewertung erfolgt mit dem Kopplungsmodell, wobei zwischen beiden Handlungen eine mittlere Abhängigkeit postuliert wird.  Mit diesem Kopplungsgrad sind auch „Error-Likely Situations“ (THERP <sup>6</sup> , Kap.4) in Form einer falschen Anfangshypothese bzgl. des defekten DE abgedeckt.
Korrektur der Identifikation – SSL			MD		F <sub>33</sub> =0.15	3	Tab. 20-18,-21	Auf Grund der lt. BHB vorgeschriebenen Rückmeldung und der darüber hinausgehenden Kontrollen durch den SSL / SL ist mit der Korrektur der unterlassenen bzw. fehlerhaften Identifikation des defekten DE zu rechnen. Bewertung erfolgt analog F <sub>22</sub> .
Korrektur durch nachfolgende Handlung 4. Schicht			MD		F <sub>34</sub> =0.15	3	Tab. 20-18,-21	Mit dem nachfolgenden Schritt „DE-Isolation“ besteht eine Korrekturmöglichkeit, die analog zu F <sub>23</sub> modelliert und bewertet wird.

Aufgabe/Tätigkeit	Indikatoren/Informationen	HEP <sup>5</sup> nominal	Abhängigkeit	PSF <sup>6</sup>	F <sup>7</sup> <sub>ij</sub>	EF <sup>8</sup>	Quelle <sup>9</sup>	Dokumentation der Analyse
<b>FD-seitige Absperrung des defekten Dampferzeugers</b>  Einleitung der FD-seitigen Absperrung – RF2	BHB-Anweisungskomplex	0.01		2	F <sub>41</sub> = 0.02	5	Tab. 20-16(4a) Tab. 20-7(4) Tab. 20-20(5)	<p>Nach dem im BHB beschriebenen Flussdiagramm zur Störfallbeherrschung ist nach vorausgegangener Identifikation der Anweisungskomplex „Absperrung def. DE“ aufzurufen und danach die detaillierte Anweisungsliste auszuführen.</p> <p>Diese Aufgabe ist vom RF2 auszuführen; SL und SSL kontrollieren den Aufruf der Anweisungsliste. Es wird mittlerer Stress angenommen.</p> <p>Der erfolgreiche Ablauf automatisch ausgelöster Aktionen zur Drucksenkung im Reaktorkühlkreislauf F<sub>ij</sub> wird hier vorausgesetzt.</p> <p>Bewertung wie Auslassung (Nichteinleitung) einer Anweisung aus einer langen Liste von Anweisungen einer schriftlich vorliegenden Prozedur (s. Erläuterung vor F<sub>21</sub>), die auch benutzt wird. Der EF ist gemäß Tab.20-20(5) (mittlerer Stress, Schritt für Schritt-Anweisungen, keine Routinebedingungen) mit 5 zu wählen.</p>
– SSL			MD		F <sub>42</sub> =0.15	3	Tab. 20-18,-21	<p>Der SL bzw. der SSL werden als personelle Redundanz zum RF2 angesehen. Zwischen dem ausführenden RF2 und dem kontrollierenden SL bzw. SSL besteht - analog zu F<sub>22</sub> - eine mittlere Abhängigkeit. Auf Grund der hohen Arbeitsbelastung wird von einer weiteren personellen Redundanz kein Kredit genommen.</p>

Aufgabe/Tätigkeit	Indikatoren/Informationen	HEP <sup>5</sup> nominal	Abhängigkeit	PSF <sup>6</sup>	F <sup>7</sup> <sub>ij</sub>	EF <sup>8</sup>	Quelle <sup>9</sup>	Dokumentation der Analyse
Korrektur durch nachfolgende Handlung – Schicht			LD		F <sub>43</sub> =0.05	3	Tab. 20-18,-21(2a)	<p>Auch im Falle des unterlassenen Aufrufens der BHB-Anweisungen bzw. der Einleitung der Absperrung eines falschen Dampferzeugers wird angenommen, dass das Personal die störfallrelevanten Systemzustände beobachtet und analysiert. Auf Grund der verfügbaren Zeitreserve und der mehrfachen personellen Redundanz wird deshalb die Möglichkeit eines noch rechtzeitigen Korrekturschrittes im Rahmen nachfolgender Handlungen unterstellt.</p> <p>Die Nichtverfügbarkeit dieses Korrekturschrittes ergibt sich aus der Kopplung zur Nichtverfügbarkeit der vorherigen Schritte. Der Kopplungsgrad wird mit „LD“ (low dependence) angenommen.</p> <p>Ursachen des Korrekturversagens bestehen z. B. in zu hohem Zeitverbrauch für die Diagnose oder erneuter Fehlhandlung bei der Korrektur.</p>
Schalthandlungen zur FD-seitigen Absperrung des defekten Dampferzeugers – RF2		0.0005		2	F <sub>51</sub> =0.001	10	Tab. 20-16(4a) Tab. 20-12(4)	<p>Als weitere Ursache für eine unterlassene Absperrung des defekten DE wird hier über die fehlerhafte Absperrung eines intakten DE im Sinne eines Verwechslungsfehlers (Durchführungsfehler / fertigungsbedingtes Verhalten, <u>nicht</u> Entscheidungsfehler / wissensbasiertes Verhalten, der bereits bei der „Identifikation“ berücksichtigt wurde) modelliert. Die Schalthandlung erfolgt unter mittlerem Stress.</p> <p>Für die Schalterbetätigung wird explizit keine personelle Redundanz unterstellt; wohl aber ist - wie bei F<sub>43</sub> - eine Korrektur dieser Verwechslung im Rahmen der nachfolgenden Handlungen zu berücksichtigen.</p>
Korrektur durch nachfolgende Handlungen – Schicht			LD		F <sub>52</sub> =0.05	3	Tab. 20-21 (LD)	<p>Zwischen dem Verwechslungsfehler und dem Versagen der „Korrektur durch nachfolgende Handlungen“ wird mit „LD“ ein niedriger Kopplungsgrad angenommen. Kopplungsbeziehungen bestehen z. B. in der Nichtentdeckung der Fehlhandlung wegen Annahme eines technischen Ausfalles (Schließversagens der Armatur) oder in einer erneuten Fehlhandlung im weiteren Störfallverlauf.</p>



**Abbildung E-1: HRA-Baum für die Personalhandlung „Isolation des defekten Dampferzeugers“**

**Tabelle E-5: Quantifizierung des HRA-Baumes nach Abbildung E-1 und Tabelle E-4**

$F_{ij}$	$EF_{ij}$	$F_i$
$F_{11} = 0.0001$	$EF_{11} = 30$	$F_1 = 0.0001$
$F_{21} = 0.02$	$EF_{21} = 5$	
$F_{22} = 0.15$	$EF_{22} = 3$	
$F_{23} = 0.15$	$EF_{23} = 3$	$F_2 = 0.00045$
$F_{31} = 0.03$	$EF_{31} = 10$	
$F_{32} = 0.15$	$EF_{32} = 3$	
$F_{33} = 0.15$	$EF_{33} = 3$	
$F_{34} = 0.15$	$EF_{34} = 3$	$F_3 = 0.00010$
$F_{41} = 0.02$	$EF_{41} = 5$	
$F_{42} = 0.15$	$EF_{42} = 3$	
$F_{43} = 0.05$	$EF_{43} = 3$	$F_4 = 0.00015$
$F_{51} = 0.001$	$EF_{51} = 10$	
$F_{52} = 0.05$	$EF_{52} = 3$	$F_5 = 0.00005$
$F_T = 1.1 \cdot 10^{-3}$	$LB_T = 9.9 \cdot 10^{-5}$	$UB_T = 1.2 \cdot 10^{-2}$

Bezeichnungen:

- F Failure (Fehlhandlungswahrscheinlichkeit)  
F<sub>ij</sub> Fehlhandlungswahrscheinlichkeit für die Teilhandlung "j" der Maßnahme "i"  
EF<sub>ij</sub> Error Factor (Fehlerfaktor) der F<sub>ij</sub>  
F<sub>i</sub> Gesamt- Fehlhandlungswahrscheinlichkeit für die Maßnahme "i"  
FT Gesamt- Fehlhandlungswahrscheinlichkeit für den Maßnahmenkomplex  
UB Upper Bound (obere Grenze des Unsicherheitsbandes von F)  
LB Lower Bound (untere Grenze des Unsicherheitsbandes von F)  
Die zugeordneten Fehlerfaktoren EF tragen die gleiche Indizierung wie die F<sub>ij</sub>.

## E 4.2 NUTZUNG RETROSPEKTIVER ERKENNTNISSE FÜR DIE PROSPEKTIVE ANALYSE

Das Beispiel des Ereignisses „Brand im Sicherheitsbehälter“ in der Anlage Ringhals 2 /RIN 11/, /SSM 11/ soll exemplarisch die Unterschiede in den zu berücksichtigenden Fehlermechanismen bei Heranziehung von erweiterten Verfahren, konkret CAHR /STR 05/, im Vergleich zu Methoden und Techniken der ersten Generation, konkret /SWA 83/, darstellen (siehe Tabelle E-7). Innerhalb der Tabelle unterscheidet CAHR in der qualitativen Bewertung vier Basis-Fehlermechanismen mit entsprechender Basis-Zuverlässigkeit für eine Handlung:

- Ignorance von Information – Information wird zwar gesehen und erkannt, aber nicht handlungsleitend umgesetzt, weil ein anderes Ziel verfolgt wird (dies führt zum Unterlassen der geforderten Aufgabe mit  $p = 1 \cdot 10^{-1}$ ).
- Erfahrungsbasiertes Vorgehen – Die Situation wird erfahrungsgemäß auf das konfligierende Ziel hin abgearbeitet; spezifische abweichende Informationen uminterpretiert (dies führt zum Unterlassen der geforderten Aufgabe sowie zur ggf. auch zu frühen Durchführung der Handlungen für das konfligierende Ziel mit  $p = 1 \cdot 10^{-1}$ ).
- Fixierung bzw. Zielreduktion – Es wird nach passenden Schemata für ein Problem gemäß des gesetzten Zieles gearbeitet (dies führt zum Unterlassen der geforderten Aufgabe sowie zur Durchführung der Handlungen für das konfligierende Ziel mit  $p = 3 \cdot 10^{-1}$ ).
- Ziel und Informationsabgleich – Bei divergierenden Zielen führt der Versuch der Auflösung des Zielkonfliktes zu Verzögerungen in den Handlungen (dies führt zum zu späten Durchführen der geforderten Aufgabe oder Unterlassung sowie zur verspäteten Durchführung der Handlungen für das konfligierende Ziel mit  $1 \cdot 10^{-2}$ ).

Die Basiswahrscheinlichkeiten können ferner mit PSF gewichtet werden. Hierzu ist eine spezifische Datenbankabfrage zu den vorherrschenden PSF in der retrospektiven Datenbank erforderlich.

Das Ereignis stellt sich folgendermaßen dar:

### **Brandereignis Ringhals am 10.05.2011 /SSM 11/**

Im Rahmen der Revision kam es zu einem Brandereignis während der Durchführung der Druckprüfung des Sicherheitsbehälters (Containment Air Test – CAT) zu einem Brand im Sicherheitsbehälter, der über einen langen Zeitraum zu einem ungewissen Zustand über den sicherheitstechnischen Zustand innerhalb des Sicherheitsbehälters führte.

Ereignisablauf:

Dienstag, 10.05.2011

- 11.20 Uhr – Beginn der Druckerhöhung im Sicherheitsbehälter.
- 19.00 Uhr – Druckerhöhung im Sicherheitsbehälter abgeschlossen, 3,16 bar im Sicherheitsbehälter.
- 23.32 Uhr – Erste Anzeichen eines unerwarteten Druck-/Temperaturanstiegs, auf Überwachungskamera kann nichts erkannt werden.

Mittwoch, 11.05.2011

- 03.50 Uhr – Luftprobe aus dem Sicherheitsbehälter mit Filterungstuch entnommen. Verschmutzung des Tuchs mit Rußablagerungen wird erkannt und ein Brand im Sicherheitsbehälter diagnostiziert.
- 03.50 Uhr – Der Schichtleiter nimmt Kontakt mit der Revisionsleitung und Betriebsleitung auf.

- 07.45 Uhr – Die Herkunft der Rauchentwicklung wird untersucht.
- 08.30 Uhr – Die Betriebsleitung informiert Behörde.
- 10.00 Uhr – Die Schicht entscheidet, die Drucksenkung schnellstmöglich durchzuführen; die Risiken einer möglichen Ausweitung des Brandes bei Drucksenkung werden analysiert.
- 14.00 Uhr – In einer Betriebsbesprechung wird das weitere Vorgehen nach der Sicherheitsbewertung der Drucksenkung besprochen.
- 14.30 Uhr – Eine erneute Luftprobe wird gefordert, um eine mögliche radioaktive Kontamination der Luft bei Drucksenkung auszuschließen.
- 17.00 Uhr – Luftprobe zeigt akzeptable Werte; es wird dennoch veranlasst, dass die Luft gefiltert werden soll, um mögliche Emissionen zu bewerten.
- 18.00 Uhr – Der Bereitschaftsdienst wird herbeigerufen, um den Filter zu montieren.
- 19.00 Uhr – Der Verantwortliche für die Druckprüfung des Sicherheitsbehälters teilt mit, dass der Test vermutlich mit positivem Ergebnis abgeschlossen werden kann.
- 20.00 Uhr – In einer Betriebsbesprechung wird beschlossen, dass die Druckprüfung des Sicherheitsbehälters vollständig abgeschlossen werden soll; es erfolgt keine vorzeitige Druckabsenkung des Sicherheitsbehälters, um sich um den Brand zu kümmern.

Donnerstag, 12.05.2011

- 07.10 Uhr – Die Druckabsenkung wird eingeleitet.
- 13.00 Uhr – Der Strahlenschutzverantwortliche ist mit den Proberesultaten der Filter zufrieden und veranlasst, die Filter abzumontieren, um die Druckabsenkung zu beschleunigen.

Freitag, 13.05.2011

- 02.00 Uhr – Die Druckabsenkung wird abgebrochen, es sind 0,15 Bar im Sicherheitsbehälter. Der Überdruck bleibt bestehen bis sichergestellt ist, dass die Sauerstoffzufuhr bei Druckausgleich die Brandsituation nicht weiter verschlimmert.
- 02.45 Uhr – Sicherheitsbehälter wird erstmals besichtigt, Proben werden entnommen.

Im zeitlichen Verlauf wurde gem. /RIN 11/ während der Revision die Druckprüfung des Sicherheitsbehälters vorverlegt, um die Revisionszeit um drei Tage zu verkürzen. Die erforderliche Räumung des Sicherheitsbehälters von Brandlasten vor Druckprüfung wurde aufgrund von unklaren Vorgaben unterlassen, da diese Ausrüstung nach Abschluss des Tests weiter im Sicherheitsbehälter benötigt wurde (uneinheitliche Vorgaben an das Personal: Brennbares Material sollte entfernt werden, gleichzeitig sollte Material für die weiteren Arbeiten an der Anlage vor Ort gelassen werden).

Mit hoher Wahrscheinlichkeit begann das Feuer in einem Wasserstaubsauger, der mit eingestecktem Stromstecker angeschaltet stehen gelassen wurde. Als der Luftdruck als notwendiger Schritt für die Dichtungsprüfung des Sicherheitsbehälters erhöht wurde, entstand aus ungeklärter Ursache ein Kurzschluss in dem Staubsauger, der daraufhin Feuer fing. Das Feuer breitete sich auf die ausgelegten Planen zur Abdeckung des Reaktorbeckens aus und dauerte ca. eine halbe Stunde an, bevor es von selbst erlosch.

Tabelle E-7 zeigt exemplarisch und auszugsweise das beobachtete Verhalten auf, sowie die Art, wie dieses Verhalten mit Methoden und Techniken der ersten Generation und in weiterführenden Verfahren modelliert würde. Ferner werden typische Fehlerwahrscheinlichkeiten, die für das Verhalten angenommen würden, aufgeführt.

**Tabelle E-7: Unterschiede in den zu berücksichtigenden Fehlermechanismen bei Heranziehen von CAHR /STR 05/ im Vergleich zu THERP /SWA 83/**

Verhalten	Verhaltensmodellierung nach THERP /SWA 83/ mit modellierten Verhaltensmechanismen	Verhaltensmodellierung nach CAHR /STR 05/ mit modellierten Verhaltensmechanismen
<b>Vorbedingungen</b>		
Vorverlegung Druckprüfung; Grund: Verkürzung der Revisionszeit um 3 Tage	Modelliert das Vorziehen der Druckprüfung aufgrund von Kosten/Nutzen-Erwägungen nicht, da das Vorziehen des Tests keine systemtechnische Erfordernis darstellt.  Wird nicht modelliert	Das Ziel „Verkürzung der Revisionszeit um 3 Tage“ und Vorverlegung der Druckprüfung wird explizit modelliert.  Zielreduktion
Räumung von unnötiger Ausrüstung aus dem Sicherheitsbehälter, z. B. brennbares Material, um die Brandgefahr zu minimieren; Die Verantwortung hierfür wird den jeweiligen Abteilungen unterstellt	Modelliert das Unterlassen der Räumung der Brandlasten.  Das bewusste Entscheiden des Schichtpersonals, Ausrüstung im Sicherheitsbehälter zu belassen wird nicht modelliert.  Unterlassen	Kosten / Nutzenabwägung, dass Brandlast im Reaktorgebäude belassen wird wegen nachfolgender Nutzung der Geräte in der Revision, wird modelliert.  Ignoration von Information
Belassen des Staubsaugers im eingesteckten und angeschalteten Zustand	Modelliert das Unterlassen des Ausschaltens.  Unterlassen	Modelliert das Unterlassen des Ausschaltens als Resultat des falschen Zielabgleichs als Folgefehler aus vorhergehender Ignoration von Information.  Ziel- und Informationsabgleich
<b>Beginn der Druckprüfung</b>		
Druckprobe der Schleusen	Modelliert das Unterlassen der Druckprobe.  Unterlassen	Keine abweichende Bewertung, da keine konfligierenden Ziele.  Unterlassen
Vorbereitung und Verankerung der Ausrüstung wg. hoher Luftgeschwindigkeit bei Druckerhöhung	Modelliert das Unterlassen der Verankerung.  Unterlassen	Keine abweichende Bewertung, da keine konfligierenden Ziele.  Unterlassen
Reaktorbecken muss abgedeckt werden, um Verdunstung der Wasseroberfläche zu verringern und Verschmutzung des Beckens zu vermeiden	Modelliert das Unterlassen des Abdeckens.  Nimmt einen Recovery an, dass bei diesen Tätigkeiten ggf. die Brandlast offenbar wird.  Unterlassen + Recovery	Nimmt aufgrund von Zielreduktion keinen Recovery an.  Zielreduktion

<b>Verhalten</b>	<b>Verhaltensmodellierung nach THERP /SWA 83/ mit modellierten Verhaltensmechanismen</b>	<b>Verhaltensmodellierung nach CAHR /STR 05/ mit modellierten Verhaltensmechanismen</b>
Inbetriebnahme des für die Druckprüfung erforderlichen Systems	Modelliert das Unterlassen der Inbetriebnahme des erforderlichen Systems.  Unterlassen	Keine abweichende Bewertung, da keine konfligierenden Ziele.  Unterlassen
Chloridprobe nach durchgeführter Druckprüfung entnehmen	Modelliert das Unterlassen der Chloridprobe.  Unterlassen	Keine abweichende Bewertung, da keine konfligierenden Ziele.  Unterlassen
Erkennen der ersten Anzeichen eines unerwarteten Druck-/Temperaturanstiegs, auf Überwachungskameras	Modelliert das Unterlassen des Erkennens, ggf. mit Recovery durch Schichtleiter.  Unterlassen + Recovery	Modelliert das Erkennen ohne Ableitung von geforderten Tätigkeiten durch Informationsreduktion, da auf den Überwachungskameras nichts erkannt werden kann, was zur Entscheidung führt, dass keine besonderen Vorkommnisse vorliegen.  Erfahrungsbasiertes Schließen
Luftprobe mittels Tuch entnommen; Verschmutzung des Tuchs wird erkannt	Modelliert das Unterlassen der Luftprobe.  Unterlassen	Keine abweichende Bewertung, da keine konfligierenden Ziele.  Unterlassen
Rußablagerungen werden erkannt; es wird eine Untersuchung bzgl. der Rauchentwicklung eingeleitet	Modelliert das Unterlassen des Erkennens der Rußablagerungen und Einleitung einer Untersuchung.  Unterlassen	Keine abweichende Bewertung, da keine konfligierenden Ziele.  Unterlassen
Betriebsleitung informiert Behörde	Modelliert das Unterlassen der Information der Behörde.  Unterlassen	Keine abweichende Bewertung, da keine konfligierenden Ziele.  Unterlassen
Auf einer Betriebsbesprechung wird zur Überprüfung der radioaktiven Kontamination der Luft eine erneute Luftprobe gefordert	Modelliert das Unterlassen der erneuten Luftprobe.  Unterlassen	Keine abweichende Bewertung, da keine konfligierenden Ziele.  Unterlassen
Die Druckprüfung soll vollständig abgeschlossen werden, keine vorzeitige Druckabsenkung	Modelliert den Abschluss der Druckprüfung als Diagnosefehler mit großem Zeitfenster.  Unterlassen	Modelliert Kosten/Nutzen-Abwägung; hier mögliche negative Folgen hinsichtlich möglichem Sauerstoff eintrag in den Sicherheitsbehälter und keine erfolgreiche Testdurchführung.  Zielreduktion

<b>Verhalten</b>	<b>Verhaltensmodellierung nach THERP /SWA 83/ mit modellierten Verhaltensmechanismen</b>	<b>Verhaltensmodellierung nach CAHR /STR 05/ mit modellierten Verhaltensmechanismen</b>
Druckabsenkung wird eingeleitet	Modelliert das Unterlassen der Druckabsenkung.  Unterlassen	Keine abweichende Bewertung, da keine konfligierenden Ziele.  Unterlassen
Druckabsenkung wird angehalten, der Druck im Sicherheitsbehälter beträgt 0,15 bar, der Überdruck bleibt bestehen bis sichergestellt ist, dass die weitere Sauerstoffzufuhr die Situation nicht weiter verschlimmert	Modelliert das Unterlassen oder nicht rechtzeitige Anhalten der Druckabsenkung.  Unterlassen	Keine abweichende Bewertung, da keine konfligierenden Ziele.  Unterlassen

Wie die exemplarische Gegenüberstellung zeigt, traten in diesem Ereignis eine Reihe von kognitiven Funktionen und Prozessen, Handlungsfehlern, Einflussgrößen und Fehlermechanismen auf, die mit Methoden und Techniken der ersten Generation nicht berücksichtigt werden können, da eine primär systemtechnische Perspektive eingenommen wird.

Die Ergebnisse einer solchen retrospektiven Analyse können im Rahmen einer prospektiven Analyse genutzt werden, um in der qualitativen Analyse mögliche, in der Betriebserfahrung manifestierte, Handlungen der Betriebsmannschaft zu identifizieren.

## E 5 ÜBERGEORDNETE ALLGEMEINE BEGRIFFLICHKEITEN UND DEFINITIONEN

In diesem Abschnitt werden übergeordnete allgemeine Begrifflichkeiten mit zugehörigen Definitionen erläutert, die im Zusammenhang mit der Thematik der Modellierung und Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen verwendet werden.

**Tabelle E-8: Begriffsdefinitionen**

Begriff	Definition
Sozio-technisches System, Auswertung	Unter der Auswertung eines sozio-technischen Systems versteht man die Beobachtung und Analyse der konkreten Arbeitsumgebung, die Analyse des sozio-technischen Kontextes sowie der Mensch-Maschine-Interaktion, um mit den Prozeduren und den Praktiken, die innerhalb der Organisation einer zu untersuchenden Anlage umgesetzt sind, vertraut zu werden; dies betrifft ebenfalls die Sicherheitsphilosophie und die Strategie, die diese Prozeduren und Praktiken beeinflussen.
Aufgabenanalyse	Analyse der konkreten Handlungen und Maßnahmen des Personals, d. h. der tatsächlichen Manifestationen bei der Durchführung von Maßnahmen und Überwachungsaufgaben; darüber hinaus Berücksichtigung der Interaktion von mentalen Prozessen, von Faktenwissen und Aufgabenzielen in dem Prozess der Auftragsdurchführung.
Personalhandlungen (auch Handlungen, Handmaßnahmen, Gegenmaßnahmen)	Unter Personalhandlungen versteht man das Handeln des Menschen (menschliches Handeln) in dem sozio-technischen Umfeld KKW.
Analyse und Bewertung, ereignisablaufpfadabhängig und kontextspezifisch	Analyse und Bewertung zugrunde zu legender zu erwartender Handlungsabläufe unter Einbeziehung ereignisablaufpfadabhängiger Prozessabläufe und kontextspezifischer Randbedingungen, wie Wartenbesetzung, Aufgabenverteilung des Schichtpersonals, die generelle Vorgehensweise / Strategie zur Beherrschung von Ereignissen sowie die zu erwartenden Anweisungen von durchzuführenden Maßnahmen.
Karenzzeit	Unter Karenzzeit für die Durchführung von Gegenmaßnahmen wird in der Summe der Zeitraum verstanden, der sich vom Zeitpunkt der Erkennbarkeit des Erfordernisses von Gegenmaßnahmen bis zum Erreichen eines unbeherrschten Zustands ergibt. <b>Innerhalb</b> dieses Zeitraums können sich unterschiedliche <i>Maßnahmen-Karenzzeiten</i> für die Durchführbarkeit von ggf. möglichen unterschiedlichen Maßnahmen entlang eines Ereignisablaufpfades ergeben, die sich an bestimmten Kriterien (z. B. RDB-Druck) oder dem Ort der durchzuführenden Maßnahmen (z. B. ODL) orientieren.
Mensch-Maschine-Interaktion	Beinhaltet den Aspekt menschlichen Handelns in der dynamischen Wechselwirkung mit dem Umfeld in der zeitabhängigen Entwicklung eines Ereignisablaufpfades. (Erforderlich dafür ist eine Modellvorstellung mit einer zugeordneten Fehlertaxonomie menschlichen Handelns, systemtechnischer Prozesse und Abläufe als auch der Wechselwirkung, d. h. der Interaktion menschlichen Handelns mit dem Umfeld (unter dem Begriff <i>Maschine</i> wird das gesamte sozio-technische Umfeld verstanden und nicht nur z. B. die direkten Bedienschnittstellen)).
menschliches Handeln beeinflussende Faktoren, intern	Interne Ursachen (Einflussgrößen), die menschliches Handeln beeinflussen, sind z. B. vorübergehende Bedingungen, wie Aufmerksamkeitsdefizite, Zeitdruck, Ablesen falscher Anzeigen oder auch Deduktions-/Induktionsschwächen.

Begriff	Definition
menschliches Handeln beeinflussende Faktoren, extern	Externe Ursachen (Einflussgrößen), die menschliches Handeln beeinflussen, sind z. B. Bedienelemente, Anzeigen, Prozeduren, Praktiken, organisatorische Aspekte.
Kognitionsmodell	Paradigma (Modell) menschlichen Handelns, das repräsentative Charakteristika menschlicher Kognition reflektiert und darstellt. Dabei sind kognitive Funktionen und Prozesse (wie Wahrnehmung, Interpretation, Planung, Ausführung sowie Gedächtnis / Wissensbasis und die Bereitstellung von Ressourcen) zentrale Bestandteile eines Kognitionsmodells, dem eindeutig eine Fehlertaxonomie zugeordnet sein sollte.
Ebenen, Klassifizierung <i>fertigkeits-, regel- bzw. wissensbasiertes Verhalten</i>	Einordnung einer Maßnahme: dies bezieht sich auf den kognitive Prozess insgesamt, der für diese Maßnahme zu erwarten ist. (Die so klassifizierten Ebenen fertigkeits-, regel- bzw. wissensbasiertes Verhalten unterscheiden sich in der Art und in dem Umfang der beteiligten kognitiven Prozesse; <b>ohne</b> Beteiligung kognitiver Prozesse wird <b>keine</b> Maßnahme des Schichtpersonals durchgeführt. Insofern lässt sich der kognitive Aspekt menschlichen Handelns in der dynamischen Interaktion mit dem Umfeld nicht auf eine anfängliche Diagnose reduzieren, nach der dann fertigkeit- oder regelbasiert vorgegangen wird. Darüber hinaus ist der Aspekt Kognition auch nicht dem wissensbasierten Verhalten gleichzusetzen.)
Verhalten, fertigkeitbasiert	Verhalten, das einen so hohen Übungsgrad voraussetzt, dass die entsprechenden Handlungen ohne bewusste Reflexion erfolgen. (Abkürzung der Interpretations- und Planungsphase sowie Entscheidungsfindung, indem über einen Stimulus direkt die Ausführung erfolgt ("Bremsen bei ROT an Ampel"). Ein solches Verhalten kann nach einer entsprechenden detaillierten Untersuchung allenfalls für die Ausführung einer konkreten Schalthandlung (z. B. Drücken eines ZU-Tasters, Bedienen einer Funktionsgruppensteuerung) angenommen werden, jedoch nicht für z. B. Maßnahmen entsprechend den schutzzielorientierten Kapiteln eines Betriebsreglements zur Beherrschung eines Ereignisses.)
Verhalten, regelbasiert	Unter regelbasiertem Verhalten versteht man die Abarbeitung einer prozedurgeleiteten Aufgabe unter Einbeziehung kognitiver Funktionen und Prozesse (schriftlich fixiert oder verinnerlicht), die Schritt-für-Schritt abgearbeitet werden kann. (Darunter fallen z. B. Prozeduren im Betriebsreglement, die als allgemein gebräuchliche Schrittprogramme ausgeführt sind, die entsprechende Abfragen, Schalthandlungen und Handmaßnahmen vorsehen.)
Verhalten, wissensbasiert	Unter wissensbasiertem Verhalten versteht man das Agieren von Menschen in einer für sie unbekannt Situation, für die es keine, wenige oder nur teilweise geeignete Prozeduren aus bisherigen Erfahrungen gibt (in diesem Zusammenhang wird – unabhängig von den signifikant unterschiedlichen technischen Randbedingungen – auch auf die für den kerntechnischen Bereich einschneidenden Erkenntnisse aus dem Ereignis in Fukushima, Japan, 2011, hingewiesen). (Gehandelt wird somit auf Basis ihrer Wahrnehmung des Anlagenzustandes und allgemeinen Zielsetzungen. Durch Entwicklung einer Strategie, bei der intensiv kognitive Funktionen und Prozesse genutzt werden, sind Aufgaben und Teilaufgaben abhängig von den jeweiligen Bedingungen und Zielen zu identifizieren).

Begriff	Definition
Fehler menschlichen Handelns Fehlermechanismen Handlungsfehler	Unter Fehlern menschlichen Handelns werden sowohl die <i>nicht sichtbaren</i> Fehlermechanismen in Bezug auf kognitive Funktionen verstanden, die durch externe, kontextabhängige Bedingungen ausgelöst werden, als auch die daraus resultierenden <i>sichtbaren</i> Formen von Handlungsfehlern (Manifestationen), die sich aus den Anforderungen des technischen Systems ergeben ( <i>äußere, auftretenorientierte Sichtweise</i> ).
Fehlertaxonomie	Klassifizierung von Fehlern menschlichen Handelns ( <i>sichtbare</i> Handlungsfehler und <i>nicht sichtbare</i> Fehlermechanismen).
Fehlerwahrscheinlichkeit	Wahrscheinlichkeit von Fehlern menschlichen Handelns.
Abhängigkeiten	Beziehen sich auf unterschiedliche Fragestellungen, wie z. B. zwischen Personen, Aufgaben, Maßnahmen, kognitiven Funktionen.

## E 6 LITERATUR

- /BEL 83/ Bell, B. J., Swain A.D.: A Procedure for Conducting a Human Reliability Analysis for Nuclear Power Plants. Final Report, NUREG/CR-2254, Albuquerque, NM, Mai 1983.
- /BEL 09/ Bell, J., Holroyd J.: Review of Human Reliability Assessment Methods. Health and Safety Executive (HSE), Research Report RR 679, Bootle, United Kingdom, 2009.
- /NEA 15/ NEA/CSNI/R(2015)1: Joint CSNI WGHOFF/WGRISK report on Establishing Desirable Attributes of Current Human Reliability Assessment (HRA) Techniques in Nuclear Risk Assessment. <http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-1.pdf>
- /BIE 98/ Bidier, C., et al.: MERMOS: EDF's new advanced HRA method, Proceedings of the 4th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 4), Mosleh, A., Bari, R.A., (Eds.), New York City, USA, 13-18 September 1998, S. 129-134. Springer-Verlag London, UK, 1998.
- /CAC 98/ Cacciabue P. C.: Modelling and Simulation of Human Behaviour in System Control. Springer-Verlag, London, UK, 1998.
- /CAC 04a/ Cacciabue, P. C.: Guide to Applying Human Factors Methods. Human Error and Accident Management in Safety Critical Systems. Springer-Verlag, London, UK, 2004.
- /CAC 04b/ Cacciabue, P. C. : Human Error Risk Management for Engineering Systems: A methodology for design, safety assessment, accident investigation and training. Reliability Engineering and System Safety, RE&SS, Special Issue on HRA Data Issues and Errors of Commission, Reliability Engineering and System Safety, 83, S. 229–240, 2004.
- /CAC 06/ Cacciabue, P. C.: A Methodology for Human Error Risk Management in Engineering Systems: Theory and Applications. In: International encyclopaedia of ergonomics and human factors (2<sup>nd</sup> ed.), Karwowski, W., (Ed.), ISBN-0-8493-9244-6, Taylor & Francis, Atlanta, USA, 2006.
- /CAC 97/ Cacciabue P. C.: A Methodology of Human Factor Analysis for Systems Engineering: Theory and Applications. IEEE Transaction on Systems, Man and Cybernetics, IEEE-SMC, 27 (3), S. 325–339, 1997.

- /CAC 10/ Cacciabue, P. C.: Dynamic reliability and human factors for safety assessment of technological systems: a modern science rooted in the origin of mankind. *Int. Journal of Cognition Technology and Work (CTW)*, 12 (2), S. 119-131, 2010.
- /PAR 92/ Parry, G., et al.: An Approach to the Analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment. Electric Power Research Institute (EPRI), EPRI TR-100259, 1992.
- /GRS 03/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH (2003). Entwicklung fortschrittlicher Methoden für eine probabilistische Sicherheitsanalyse, insbesondere der Stufe 2, Arbeitspunkt 4: Bewertung von Personalhandlungen unter Unfallbedingungen – Methode zur Untersuchung und Bewertung schädlicher Eingriffe des Operators. Bericht GRS-A-3157, Köln, Oktober 2003.
- /HOL 94/ Hollnagel, E., Cacciabue, P.C.: Reliability of Cognition, Context, and Data for a Second Generation HRA, Proceedings of International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management. San Diego, CA, 20.-25. März 1994.
- /HOL 98/ Hollnagel, E.: Cognitive Reliability and Error Analysis Method (CREAM). Elsevier, London, 1998.
- /HOL 03/ Hollnagel, E. ed.: Handbook of Cognitive Task Design. Erlbaum, NJ, 2003.
- /HOL 04/ Hollnagel, E.: Barriers and Accident Prevention. Aldershot, Ashgate, 2004.
- /HOL 05a/ Hollnagel, E.: Learning from failures: a joint cognitive systems perspective. In: Wilson, J. & Corlett, N. (Eds), *Evaluation of Human Work*. 3<sup>rd</sup> Edition, S. 901–196, Aldershot, Ashgate, 2005.
- /HOL 05b/ Hollnagel, E. Accident Models and Accident Analysis;  
[http://www.ida.liu.se/~eriho/accidentmodels\\_m.htm](http://www.ida.liu.se/~eriho/accidentmodels_m.htm); 29.11.2010:
- /HOL 12/ Hollnagel, E.. FRAM: The Functional Resonance Analysis Method. Modelling Complex Socio-technical Systems; Aldershot, Ashgate, 2012.
- /KIR 92/ Kirwan, B., Ainsworth L.K.: A guide to task analysis, Taylor & Fancis Ltd., London, Washington, DC, 1992.
- /KTA 09/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 1201, Anforderungen an das Betriebshandbuch, Fassung 2009-22, November 2009.
- /MEI 85/ Meister, D.: Behavioral analysis and measurement methods. Wiley, New York, 1985.
- /NEA 00/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Errors of Commission in Probabilistic Safety Assessment, Nuclear Safety, NEA/CSNI/R(2000)17, Paris, Juni 2000.
- /NRC 00/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Technical Basis and Implementation Guidelines for A Technique for Human Event Analysis (ATHEANA). NUREG-1624, Rev.1, Washington, DC, Mai 2000.
- /NRC 07/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): ATHEANA User's Guide, NUREG-1880, Juni 2007.

- /NRC 08/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Intra-Site Operations and Balance of Plant Reliability and Event Sequence Categorization Analysis. (Part of the preclosure safety analysis for the Yucca Mountain Project), Report No. 000-PSA-MGRO-00900-000-00A, Washington, DC, 2008, <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0907/ML090790315.pdf>.
- /NRC 09/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), OECD Halden Reactor Project: International HRA Empirical Study, NUREG/IA-0216, Volumes 1 to 3, 2009, 2011 (Volume 3 forthcoming).
- /NRC 12/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), Electric Power Research Insititue (EPRI): Fire Human Reliability Guidelines. EPRI/NRC-RES , NUREG-1921, zugleich EPRI 1023001, 2012.
- /POD 13/ Podofilini, L., Dang V.N., Nussbaumer, O., Dres, D.: A pilot study for errors of commission for a boiling water reactor using the CESA method. Reliability Engineering and System Safety, 109, S. 86-98, 2013.
- /PRE 10/ Preischl, W.: Verifikation von Zuverlässigkeitsdaten für Personalhandlungen im Rahmen der PSA, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), GRS-A-3515, Garching, 2010.
- /PRE 13a/ Preischl, W., Fassmann, W.: Quantifizierung der Zuverlässigkeit von Personalhandlungen durch Auswertung der aktuellen deutschen Betriebserfahrung. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), GRS-A-3716, Garching, 2013.
- /PRE 13b/ Preischl, W., Hellmich, M.: Human error probabilities from operational experience of German nuclear power plants. Reliability Engineering and System Safety, 109, 150–159, 2013.
- /RAS 86/ Rasmussen, J.: Information processes and human–machine interaction. An approach to cognitive engineering. Elsevier, North Holland, Amsterdam, The Netherlands, 1986.
- /REA 90/ Reason, J.: Human error. Cambridge University Press, Cambridge, United Kingdom, 1990.
- /REA 97/ Reason, J.: Managing the risk of organisational accidents. Aldershot, Ashgate, 1997.
- /REE 04/ Reer, B., Dang, V. N., Hirschberg, S: (2004). The CESA method and its application in a plant specific pilot study on errors of commission. Reliability Engineering and System Safety, 83, 187-205
- /REE 09a/ Reer, B., Dang, V.N.: The Commission Errors Search and Assessment Method, Paul Scherrer Institut (PSI), PSI report 07-03, Villingen, Schweiz, 2009.
- /REE 09b/ Reer, B.: Outline of a method for Quantifying Errors of Commission. LEA 09-302, Laboratory for Energy Systems Analysis, Paul Scherrer Institut, Villingen, Schweiz, 2009.
- /RESS 04/ Special Issue on Human Reliability Analysis Data Issues and Errors of Commission. Reliability Engineering and System Safety, 83, No 2, 2004, Elsevier, Amsterdam, 2004.
- /RIN 11/ Ringhals NPP. R2 brand containment 20110510 – sammanfattning. Vattenfall AB, Ringhals 2, 2011.
- /SPI 98/ Spitzer, C.: Data Collection and Evaluation as well as Methods for Incorporation into PSAs: Recommendations due to the Experiences Gathered during the Course of the Assessment of PSAs Performed by Utilities, Final Report with reference to IAEA Coordinated Research Programme on Collection and Classification of Human Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessments, Mai 1998.

- /SPI 00/ Spitzer, C.: Improving Operational Safety in Nuclear Power Plants: Extended Consideration of the Human Factor Issue in PSAs, Proceedings of the 5<sup>th</sup> International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 5), Kondo, S., Furuta, K., (eds.), held on November 27-December 1, 2000, Osaka, Japan, S. 627-632, Universal Academy Press, Inc., Tokyo, Japan, 2000.
- /SPI 06/ Spitzer, C.: Bewertung der Zuverlässigkeit menschlichen Handelns in der Wechselwirkung mit der Umgebung: Hintergrund, Zielsetzungen und bisherige Erfahrungen einer methodischen Vorgehensweise, VDI-Symposium Menschliche Zuverlässigkeit: Analyse, Kategorisierung, Quantifizierung, 05.–06.10.2006, München, 2006.
- /SPI 09/ Spitzer, C.: Integral analysis of low power and shutdown operation: insights and outcome. Kerntechnik 74 (2009) No. 3, S. 114-124, Carl Hanser Verlag, München, 2009.
- /SPI 10/ Spitzer, C.: Utilisation of HRA key insights for LPS operating procedures: example for an implementation put in practice, in Proceedings of 10<sup>th</sup> International Probabilistic Safety Assessment & Management Conference, 7–11 June 2010, Seattle, Washington, USA, 2011.
- /SSM 11/ Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM): RASK Ringhals 2 brand i inneslutningen, Stockholm, 2011.
- /STR 05/ Sträter, O.: Cognition and Safety. An Integrated Approach to Systems Design and Assessment. Aldershot, Ashgate, United Kingdom, 2005.
- /SWA 83/ Swain A. D., Guttman, H.E.: Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278, Sand 80-0200 RX, AN, Final Report, 1983.
- /SWA 87/ Swain, A. D.: Accident Sequence Evaluation Program, Human Reliability Analysis Procedure, NUREG/CR-4772, Sand 86-1996, RX, AN, Februar 1987.
- /VDI 02/ Verein deutscher Ingenieure (VDI): VDI 4006: Menschliche Zuverlässigkeit - Teil 2: Methoden zur quantitativen Bewertung menschlicher Zuverlässigkeit, Beuth-Verlag, Berlin, 2002.
- /VGB 09/ VGB PowerTech: Konzept für die Bewertung menschlicher Fehlhandlungen in technischen Systemen. Bericht M 122, 31.12.2009, ISBN: 978-3-86875-149-9, 2009.

## ANHANG F: EXEMPLARISCHE DARSTELLUNG VON SICHERHEITSRESERVE-FAKTOREN UND IHRER ERMITTLUNG (MB)

### F 1 SICHERHEITSRESERVEFAKTOR DER BAUWERKSSTRUKTUR

Für die Bauwerksstruktur kann der Sicherheitsreservefaktor  $F_{SR}$  als das Produkt von drei zusammengesetzten Sicherheitsfaktoren dargestellt werden:

$$F_{SR} = F_F \cdot F_{iEA} \cdot F_{AGS} = \prod_i F_i \quad \text{Gl. F-1}$$

wobei  $F_F$  = Festigkeitsfaktor,  
 $F_{iEA}$  = Faktor, der die inelastische Energieabsorption beschreibt,  
 $F_{AGS}$  = Antwortfaktor der Gebäudestruktur.

#### Zu $F_F$ : Festigkeitsfaktor

Der Sicherheitsfaktor  $F_F$  setzt sich aus weiteren Einzelfaktoren zusammen

- dem in den Auslegungsrechnungen ausgewiesenen Sicherheitsfaktor  $F_{SA}$  (vorhandener Sicherheitsabstand),
- einem Faktor  $F_{SG}$ , der die Streuung der Festigkeits-Grenzwerte (Zug-, Biege-, Scher-, Druck- oder Streckgrenzenfestigkeit) beschreibt.

#### Vorhandener Sicherheitsabstand

Als erstes wird der vorhandene, in der Auslegungsrechnung (z. B. für das Bemessungserdbeben) errechnete Sicherheitsabstand  $F_{SA}$  berücksichtigt:

$$F_{SA} = \frac{\sigma_B - \sigma_{\text{äußere}}}{\sigma_{\text{tot}} - \sigma_{\text{äußere}}} = \frac{\sigma_B - \sigma_{\text{äußere}}}{\sigma_{BEB}} \quad \text{Gl. F-2}$$

wobei  $\sigma_B$  = z. B. Biegefestigkeit,  
 $\sigma_{\text{äußere}}$  = Spannung, hervorgerufen durch äußere Einwirkungen,  
 $\sigma_{\text{tot}}$  = Summe aus Erdbebenspannungen und Spannungen durch äußere Einwirkungen,  
 $\sigma_{BEB}$  = durch das Bemessungserdbeben verursachte Spannung.

#### Festigkeitszunahme des Betons

Die Druckfestigkeit von Beton nimmt aufgrund fortschreitender Hydratation mit der Zeit zu. Die Druckfestigkeit wird gemäß internationaler Normen in Abhängigkeit seiner Zusammensetzung nach 7, 28, 56 oder 90 Tagen isothermer Lagerung bei 20 °C bestimmt. Jedoch ist mit dieser Zeit die Festigkeitszunahme noch nicht abgeschlossen. In /CEB 93/ ist eine analytische Funktion für die zeitliche Entwicklung der Druckfestigkeit nach einer Lagerung bei 20 °C angegeben:

$$f_{cm}(t) = \beta_{cc}(t) \cdot F_{iEA} \cdot f_{cm}(28) \quad \text{Gl. F-3}$$

$$\beta_{cc}(t) = \exp \left( s \left( 1 - \left[ \frac{28}{t/t_1} \right]^{0.5} \right) \right) \quad \text{Gl. F-4}$$

mit  $f_{cm}(28)$  = Mittlere Zylinderdruckfestigkeit in [N/mm<sup>2</sup>] im Alter von 28 d,  
 $t_1$  = Bezugsalter = 1 d,  
 $s$  = Beiwert, von der Zementart abhängig.

Für ein Kernkraftwerk ergibt sich beispielhaft unter der Annahme von Normalbeton nach z. B. 6000 Tagen Standzeit der Faktor  $\beta_{cc}(t)$ , wie auch der zu berücksichtigende Sicherheitsfaktor  $F_{AZ}$ , zu

$$\beta_{cc}(t) = F_{AZ} = 1,42 \quad \text{Gl. F-5}$$

### Ist-Daten der Messproben

Beton wird gemäß EUROCODE in verschiedene Festigkeitsklassen, denen entsprechende Mindestwerte für die Betondruckfestigkeit zugewiesen sind (5 %-Quantile, Annahme Log-Normalverteilung) eingeteilt. Die Istwerte der Messproben liegen im Regelfalle höher als die Spezifikationswerte und können bezüglich des Mittelwertes ausgewertet werden; bei kleiner Standardabweichung kann der Mittelwert näherungsweise dem Medianwert gleichgesetzt werden. Der Sicherheitsfaktor  $F_{SB}$  ist das Verhältnis aus dem Mittelwert und dem Spezifikationswert der Betondruckfestigkeit:

$$F_{SB} = \frac{\bar{\sigma}_D}{\sigma_R} \quad \text{Gl. F-6}$$

mit  $\bar{\sigma}_D$  = Mittelwert der Messergebnisse (Druckfestigkeit),  
 $\sigma_R$  = Rechenwert für die Betondruckfestigkeit nach Norm.

### Ist-Streckgrenzenwerte der Stahlbauteile

Für die verschiedenen Baustähle sind einzuhaltende Streckgrenzenwerte als sogenannte „Rechenwerte für Werkstoffeigenschaften“ vorgegeben. Die Istwerte liegen meist um 10 – 40 % höher. Bei kleiner Standardabweichung kann der Mittelwert der Streckgrenzenwerte  $\sigma_{SG}$  dem Medianwert gleichgesetzt werden. Der Sicherheitsfaktor  $F_{SG}$  ist das Verhältnis aus dem Mittelwert und Spezifikationswert der Baustahlstreckgrenze:

$$F_{SG} = \frac{\bar{\sigma}_{SG}}{\sigma_{SG}} \quad \text{Gl. F-7}$$

mit  $\bar{\sigma}_{SG}$  = mittlere Streckgrenze,  
 $\sigma_{SG}$  = nach Norm spezifizierte Streckgrenze.

### Zusammenfassung der Einzelergebnisse

Gebäude von Kernkraftwerken werden in Stahlbetonbauweise errichtet. Sämtliche Anlagenteile sind unmittelbar oder über zwischengeschaltete Stahlkonstruktionen in Stahlbetonbauteilen verankert. Bei vorgegebenen Betonquerschnitten wird die Bewehrung in den einzelnen Bereichen der Stahlbetonbauteile entsprechend den maßgebenden Lastkombinationen so bemessen, dass jeweils mindestens einer der beiden Anteile des Verbundwerkstoffs Stahlbeton rechnerisch die jeweils zulässigen Beanspruchungen erreicht. Hinsichtlich der hier interessierenden Fragestellungen bedeutet dies praktisch, dass als Reserven nur anrechenbar sind:

- die Aufrundungen der Querschnitte,
- Umlagerungen der Schnittgrößenverteilung aufgrund der Lösung statisch überzähliger innerer Bindungen, vorausgesetzt, die zulässigen Beanspruchungen sämtlicher notwendiger innerer Bindungen sind nicht ohnehin ausgeschöpft.

Der zusammengesetzte Festigkeitsfaktor  $F_F$  reduziert sich meist auf das Produkt aus dem in den Auslegungsrechnungen evtl. ausgewiesenen Sicherheitsfaktor  $F_{SA}$  und dem Streckgrenzenfaktor des Bewehrungsstahls  $F_{SG}$ , da die Zugbeanspruchung des Stahlbetons vom Bewehrungsstahl aufgenommen wird:

$$F_F = F_{SA} \cdot F_{SG} \quad \text{Gl. F-8}$$

Die logarithmische Standardabweichung  $\beta_{FU}$  für den Festigkeitsfaktor  $F_F$  ist zum einen durch den Variationskoeffizienten der Festigkeit  $V_{SG} = S_{SG} / \overline{SG} \approx \beta_{SG}$  ( $SG$  = Streckgrenze; hier 0,15 als Beispielwert, muss für den jeweils verwendeten Baustahl ermittelt werden) und zum anderen durch die Rechenunsicherheit  $\beta_{Rech}$  (Schätzwert), die zu 0,10 angesetzt wird, bestimmt:

$$\beta_{FU} = \sqrt{\beta_{SG}^2 + \beta_{Rech}^2} = \sqrt{0,15^2 + 0,10^2} = 0,18 \quad \text{Gl. F-9}$$

Die Veränderlichkeit infolge der inhärenten Zufälligkeit ist vernachlässigbar, da die Beanspruchbarkeit des Bauteils vom seismischen Ereignis unabhängig ist:

$$\beta_{FR} = 0$$

### Zu F<sub>IEA</sub>: Inelastische Energieabsorption

Die der Gebäudeauslegung zugrunde gelegten Freifeldspektren und ebenso die zur Auslegung der Anlagenteile verwendeten Etagenantwortspektren gelten für lineare Strukturen mit geringer Dämpfung ( $D/D_{krit} < 10\%$ ). Voraussetzung für die Beibehaltung der linearen Modelleigenschaften sind mäßige Beanspruchungen der Bauteile. Dann ist ein wesentlicher Anteil der Dämpfung auf die unvollkommene Elastizität des Materials (Hysterese) zurückzuführen.

Erst bei Beanspruchungen oberhalb der elastischen Grenzen wirkt sich inelastische bzw. plastische innere Arbeit auf die Amplituden der Schwingung aus. Sie kann - je nach Plastifizierungsgrad  $\mu = \mu_{ges}/\mu_{el}$  - bei entsprechender Anfachung der Schwingung ein Vielfaches der elastischen Arbeit erreichen.

Diese inelastische Energieabsorption ermöglicht die Berücksichtigung eines weiteren Beitrags zur Sicherheitsreserve. Jedoch ist bei gleichzeitigem Ansatz sowohl linearer Dämpfung als auch der Dämpfung aufgrund inelastischer plastischer Arbeit zu beachten, dass erwartungsgemäß für plastische Arbeit umso weniger Energie verfügbar ist, je höher der bereits als elastische Hysterese berücksichtigte Energieanteil ist (vgl. Abbildung F-1).

Für 1- und 2-geschossige Gebäude wird  $\mu = 4$  und für mehr komplexe Gebäude  $\mu = 3,5$  empfohlen /PLG 83/. Nach /CEB 93/ ergeben sich für diese Plastifizierungsgrade und den zu Grunde gelegten Dämpfungswerten die in Tabelle F-1 aufgeführten Abschwächungsfaktoren.

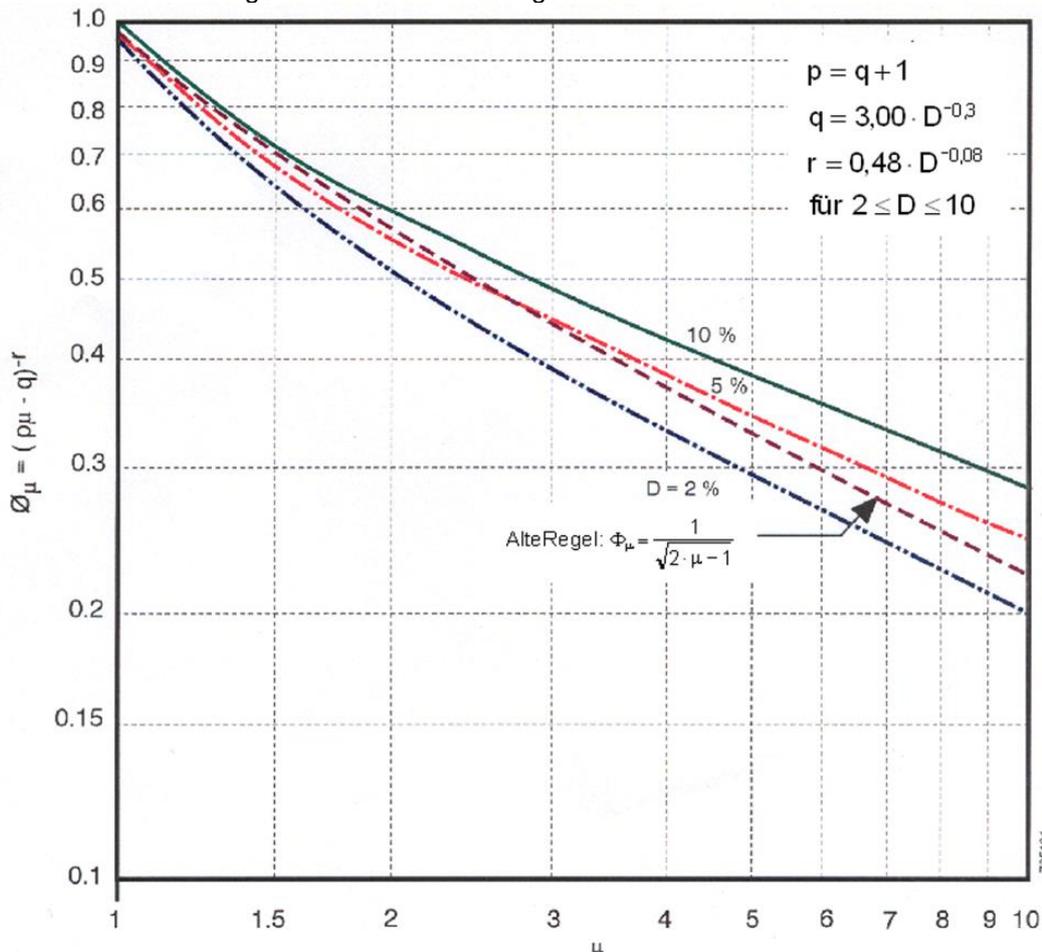


Abbildung F-1: Antwortspektrum-Abschwächungsfaktoren für ein ideal-elastisches/ideal-plastisches Strukturverhalten als Funktion des Plastifizierungsgrades mit der Dämpfung als Parameter (nach /CEB 93/)

**Tabelle F-1: Abschwächungsfaktoren in Abhängigkeit von der Dämpfung und dem Plastifizierungsgrad**

Plastifizierungsgrad $\mu$	Dämpfung		
	2 %	5 %	10 %
3,5	0,36	0,41	0,45
4,0	0,33	0,38	0,42

Der inelastische Energieabsorptionsfaktor ist der Kehrwert des Abschwächungsfaktors:

$$F_{iEA} = \frac{1}{\Phi_{\mu}} \quad \text{Gl. F-10}$$

Für das Reaktorgebäude z. B. lässt sich der Sicherheitsfaktor zu  $F_{iEA} = 2,22$  berechnen.

In /PLG 83/ sind Formeln zur Berechnung des inelastischen Energieabsorptionsfaktors und der logarithmischen Standardabweichungen angegeben:

$$F_{iEA} = \frac{1}{\Phi_{\mu}} = (p \cdot \mu - q)^r \quad \text{Gl. F-11}$$

$$(\beta_{\Phi_{\mu}})_R = \frac{r \cdot p \cdot \mu}{p \cdot \mu - q} (\beta_{\mu})_R \quad \text{Gl. F-12}$$

$$(\beta_{\Phi_{\mu}})_U = \frac{r \cdot p \cdot \mu}{p \cdot \mu - q} (\beta_{\mu})_U \quad \text{Gl. F-13}$$

Für  $\mu = 4$  wurden die Variabilitäten zu

$$(\beta_{\mu})_R = 0,15$$

$$(\beta_{\mu})_U = 0,45$$

und für  $\mu = 3,5$  zu

$$(\beta_{\mu})_R = 0,15$$

$$(\beta_{\mu})_U = 0,40$$

abgeschätzt. Mit obigen Formeln und Abbildung F-1 lassen sich für verschiedene Plastifizierungsgrade (z. B.  $\mu = 3,5$  oder  $4$ ) und Dämpfungswerte (z. B.  $D = 10\%$ ) die logarithmischen Standardabweichungen herleiten:

Für  $\mu = 3,5$  und  $D = 10\%$  wird  $F_{iEA} = 2,22$ ,  $(\beta_{\Phi_{\mu}})_R = 0,07$ ,  $(\beta_{\Phi_{\mu}})_U = 0,19$  und für  $\mu = 4,0$  und  $D = 10\%$  wird

$$F_{iEA} = 2,35, (\beta_{\Phi_{\mu}})_R = 0,07, (\beta_{\Phi_{\mu}})_U = 0,21$$

Für die inhärente Zufälligkeit von  $F_{iEA}$  sind keine weiteren Beiträge zu berücksichtigen:

$$\beta_{iEAR} = (\beta_{\Phi_{\mu}})_R$$

Bei der Unsicherheit von  $F_{iEA}$  ist die Rechenunsicherheit, die zu  $0,10$  angesetzt wird, zusätzlich zu berücksichtigen:

$$\beta_{iEAU} = \sqrt{(\beta_{\Phi_{\mu}})_U^2 + 0,10^2} \quad \text{Gl. F-14}$$

$$\beta_{iEA_U} = 0,21 \text{ (für } \mu = 3,5\text{)}$$

$$\beta_{iEA_U} = 0,23 \text{ (für } \mu = 4,0\text{)}$$

### Zu $F_{AGS}$ : Antwortfaktor der Gebäudestruktur

Der Sicherheitsfaktor  $F_{AGS}$  setzt sich aus mehreren Einzelfaktoren zusammen:

dem "Spectral Shape"-Faktor  $F_{SS}$ , der die Unterschiede zwischen dem Auslegungsantwortspektrum und dem realistischen standortbezogenen Freifeld-Antwortspektrum beschreibt,

- dem Dämpfungsfaktor  $F_D$ , der den Einfluss der realistischen zur konservativen Gebäudedämpfung bei der dynamischen Berechnung wiedergibt,
- ein Lastkombinationenfaktor  $F_{LK}$ , der die Einwirkung möglicher konservativer Zusatzlasten berücksichtigt,
- Faktoren zur Beschreibung systematischer Sicherheitsauflagen bei der Abbildung der schwingenden Gebilde  $F_M$ , bei der Gebäude-Boden-Wechselwirkung  $F_{GBW}$  und der Superposition der Schnittgrößen  $F_S$ .

### Spectral Shape-Faktor

Durch Vergleich der in den Auslegungsrechnungen verwendeten Freifeld-Antwortspektren mit den realistischen standortbezogenen Spektren lässt sich ein Sicherheitsfaktor über das Verhältnis der maximalen Beschleunigungswerte in den verschiedenen Frequenzbereichen herleiten:

$$F_{SS} = \frac{A_{\text{Auslegung}}}{A_{\text{Standort (neu)}}} \quad \text{Gl. F-15}$$

Bei mäßigen Beanspruchungen der Materialien besteht ein linearer Zusammenhang zwischen der maximalen Freifeld-Beschleunigung und der Gebäude- und Komponentenantwort (Spannung, Moment etc.). Im englischen Sprachgebrauch wird dieser Sicherheitsfaktor als "Spectral shape"-Faktor bezeichnet. Er muss gezielt für den Frequenzbereich der angeregten Eigenschwingungen des Gebäudes oder der Komponenten ermittelt werden.

### Dämpfung

Die in den Auslegungsrechnungen anzusetzenden konservativen Gebäudedämpfungen sind in der KTA 2201.3 tabelliert.

Die auslegungsgemäßen Dämpfungswerte (KTA 2201.3) sind in den dynamischen Berechnungen für den abzudeckenden Spannungsbereich konservativ, da sie zu höheren Beschleunigungen bzw. Belastungen führen, als dies der Wirklichkeit entspricht. Dies gilt insbesondere für den Bereich der Schadensgrenze, d. h. direkt unterhalb bzw. oberhalb der Streckgrenze. Für Stahl- wie Spannbeton beträgt der Medianwert in der Nähe der Streckgrenze 10 % der kritischen Dämpfung. Das Verhältnis der Beschleunigungswerte der Antwortspektren für die Dämpfungen  $D = 7\%$  und  $D = 10\%$  der kritischen Dämpfung ergibt den Sicherheitsfaktor  $F_D$ :

$$F_D = \frac{A_{\text{Standort}}^{D=7\%}}{A_{\text{Standort}}^{D=10\%}} \quad \text{Gl. F-16}$$

Die Beschleunigungswerte sind für die Grundfrequenz des Gebäudes abzulesen.

$F_D$  wird meist zusammen mit dem "Spectral Shape"-Faktor ermittelt:

$$F_D \cdot F_{SS} = \frac{A_{\text{Auslegung}}^{D=7\%}}{A_{\text{Standort}}^{D=10\%}} \quad \text{Gl. F-17}$$

Die logarithmische Standardabweichung für die Dämpfung kann wie folgt abgeschätzt werden:

$$\beta \approx \ln \left( \frac{A_{\text{Standort}}^{D=7\%}}{A_{\text{Standort}}^{D=10\%}} \right) \quad \text{Gl. F-18}$$

wobei die Beschleunigungswerte bei der Grundfrequenz des Gebäudes abzulesen sind. Sie gründet auf der Annahme, dass die Beschleunigungswerte für  $D = 10\%$  um eine Standardabweichung tiefer liegen, als diese für  $D = 7\%$ .

$\beta$  ist zwischen  $\beta_R$  und  $\beta_U$  aufzuteilen, wobei beide Standardabweichungen als gleich groß angesehen werden:

$$\beta_{DR} = \beta_{DU} = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta \quad \text{Gl. F-19}$$

Die Variabilität der standortspezifischen Bemessungsantwortspektren infolge der Zufälligkeit (randomness) ergibt sich aus dem Verhältnis der Beschleunigungswerte für die Gebäudegrundschwingung:

$$\beta_{SSR} \approx \ln \left( \frac{A_{X\%}}{A_{50\%}} \right) \quad \text{Gl. F-20}$$

$A_{X\%}$  = Beschleunigung in [g] oder [m/s<sup>2</sup>] für X %-Fraktile

$A_{50\%}$  = Medianwert der Beschleunigung

Die Variabilität infolge Unsicherheit wird zu  $1/3 \cdot \beta_{SSR}$  geschätzt:

$$\beta_{SSU} = \frac{1}{3} \beta_{SSR} \quad \text{Gl. F-21}$$

### Lastkombinationen

Gemäß KTA 2201 /KTA 13/ sind die Gebäude und Bauteile für folgende Lastkombinationen (LK) auszulegen:

$$LK = L + E_B + R_B \quad \text{Gl. F-22}$$

L = Äußere Lasten des Gebrauchszustandes, wie z. B. Eigenlast, ständige Last, Verkehrslast, Betriebslasten, Erdruck, Wasserdruck,

$E_B$  = Erdbebenlasten, hervorgerufen durch Bemessungserdbeben,

$R_B$  = Lasten, hervorgerufen durch Schaden oder Versagen von Anlagenteilen aus Bemessungserdbeben.

Auslegungsrechnungen in Übereinstimmung mit der KTA-Regel /KTA 13/ führen zu einem Sicherheitsfaktor 1 für die Lastkombinationen ( $F_{LK}$ ). Erst die Berücksichtigung von Zusatzlasten, wie z. B. Schneelast, Windlast oder kurzzeitig und selten auftretende Lasten in den Auslegungsrechnungen führen auf Sicherheitsfaktoren  $> 1$ .

$$F_{LK} = \frac{LK_{KTA} + \text{Zusatzlasten}}{LK_{KTA}} \quad \text{Gl. F-23}$$

## Modellannahmen

Es wird vorausgesetzt, dass bei der Auslegungsberechnung das schwingende Gebäude entsprechend dem Stand der Technik durch ein Ersatzsystem abgebildet wurde, so dass keine systematischen Fehler vorhanden sind. Eine feinere Diskretisierung des Modells führt nach der "Finite-Elemente-Methode" mit Verschiebungsansätzen zu weicheren Systemen und damit in der Regel zu höheren dynamischen Antworten. Es wird jedoch angenommen, dass die Diskretisierung nicht unzulässig grob erfolgte, so dass angenommen wird, dass der Sicherheitsfaktor  $F_M = 1$  ist. Der Sicherheitsfaktor ist definiert als:

$$F_{LK} = \frac{LK_{KTA} + \text{Zusatzlasten}}{LK_{KTA}} \quad \text{Gl. F-24}$$

Die Modellierungsunsicherheiten bei der getreuen Abbildung des schwingenden Systems führen zu Ungenauigkeiten in der Bestimmung der Eigenfrequenzen und der Schwingungsformen; diese sind von Fall zu Fall zu bestimmen.

Bei Berücksichtigung der Verfeinerungen in der Diskretisierung dürften für neue Analysen folgende logarithmische Standardabweichungen gelten:

$$\beta_{MR} = 0$$

$$\beta_{MU} = 0,1$$

## Gebäude-Boden-Wechselwirkung (GBW)

Auch hier wird angenommen, dass bei der Auslegungsberechnung die Abbildung des Untergrundes (in Abhängigkeit von der Tektonik) entsprechend dem Stand der Technik ausgeführt wurde. Ein Sicherheitsfaktor  $F_{GBW} > 1$  wird nicht angenommen. Der Sicherheitsfaktor für die Gebäude-Boden-Wechselwirkung ist definiert als:

$$F_{GBW} = \frac{\text{Beschleunigungswerte bei konservativer Modellierung der GBW}}{\text{Beschleunigungswerte bei realistischer Modellierung der GBW}} \quad \text{Gl. F-25}$$

Ähnlich wie bei der Modellierung der Gebäude ist eine Analyse von Fall zu Fall durchzuführen. Infolge des Lerneffektes sind systematische Fehler in den heutigen Analysen auszuschließen. Unterschieden werden muss zwischen einem felsigen und einem alluvialen Baugrund und einer Anbindung des Gebäudes über Bohrpfähle. Die logarithmischen Standardabweichungen sind entsprechend abzuschätzen.

## Superpositionsvorschrift für die Beiträge der angeregten Eigenschwingungen (modale Kombination)

Bei der nach KTA 2201 /KTA 13/ empfohlenen Methode der Antwortspektren werden nach Berechnung der Eigenformen und Eigenfrequenzen die maximalen Bewegungs- und Schnittgrößen zu den einzelnen Eigenformen ermittelt. Bei der Anwendung auf Systeme mit mehreren Freiheitsgraden werden diese nach der Methode der "Quadratwurzel über die Summe der Einzelquadrate" überlagert:

$$s = \sqrt{\sum_{i=1}^n s_i^2} \quad \text{Gl. F-26}$$

$s$  = max. resultierende Zustandsgröße (Bewegungs- oder Schnittgröße)

$s_i$  = max. Bewegungs- oder Schnittgröße der i-ten Eigenform

Bei der Überprüfung dieser Methode auf Konservativität wurde eine Vielzahl von Vergleichsrechnungen mit der sogenannten Zeitverlaufmethode durchgeführt. Diese Rechnungen zeigten, dass mit Ausnahme kleiner Dämpfungen die durchgeführten Rechnungen realistisch sind (d. h.  $F_s = 1$ ) und der Variationskoeffizient in der Größenordnung 0,05 liegt:

$$\beta_{S_U} = 0$$

$$\beta_{S_R} = 0,05$$

### Superpositionsvorschrift für die Beiträge der orthogonalen Erregungen (Richtungskombination)

Die Kombination der Zustandsgrößen aus den drei verschiedenen Antwortspektren in den horizontalen (orthogonalen) Richtungen X und Y sowie in der vertikalen Richtung Z erfolgt ebenfalls nach der Methode der "Quadratwurzel über die Summe der Einzelquadrate". Für gleiche Spektren in den horizontalen Richtungen X und Y gilt:

$$s^* = \sqrt{s_{ux}^2 + s_{vx}^2 + s_{zz}^2} \quad \text{Gl. F-27}$$

$s^*$  = Schnittgröße bei Anregung in U-, V- bzw. Z-Richtung

U, V = Horizontale orthogonale Berechnungsrichtungen

Nach KTA 2201 ist eine Kombination der Antwortspektren in den drei Richtungen nicht verlangt. Im Rahmen dieser Betrachtung wird diese Methode als realistisch eingestuft.

Bei Kombination der Schnittgrößen aller drei Richtungen (s. oben) wird der Sicherheitsfaktor zu  $F_s^* = 1,11$  gesetzt.

Wie oben wird - in Unkenntnis der individuellen Beiträge - ein kleiner Variationskoeffizient angenommen:

$$\beta_{s^*_U} = 0$$

$$\beta_{s^*_R} = 0,05$$

### Der zusammengesetzte Faktor $F_{AGS}$

Der zusammengesetzte Faktor  $F_{AGS}$  ergibt sich somit zu:

$$F_{AGS} = F_{SS} \cdot F_D \cdot F_{LK} \cdot F_M \cdot F_{GBW} \cdot F_S \cdot F_s^* \quad \text{Gl. F-28}$$

## F 2 SICHERHEITSRESERVEFAKTOR DER KOMPONENTEN UND EINRICHTUNGEN

Für die in den Gebäuden untergebrachten Komponenten und Einrichtungen kann der Sicherheitsreservefaktor  $F_K$  als das Produkt von 4 zusammengesetzten Sicherheitsfaktoren dargestellt werden:

$$F_K = F_F \cdot F_{iEA} \cdot F_{AGS} \cdot F_{AE} = \prod_i F_i \quad \text{Gl. F-29}$$

wobei	$F_F$	=	Festigkeitsfaktor
	$F_{iEA}$	=	Faktor, der die inelastische Energieabsorption beschreibt
	$F_{AGS}$	=	Antwortfaktor der Gebäudestruktur
	$F_{AE}$	=	Antwortfaktor der Komponenten und Einrichtungen

### Zu $F_F$ : Festigkeitsfaktor

Der Sicherheitsfaktor setzt sich wie der für die Gebäudestruktur aus Einzelfaktoren zusammen:

- dem in den Auslegungsrechnungen ausgewiesenen vorhandenen Sicherheitsfaktor,
- einem Faktor, der die Streuung der Festigkeitswerte beschreibt.

### Vorhandener Sicherheitsabstand

Der vorhandene Sicherheitsabstand wird, wie in Abschnitt F1 für Bauwerksstrukturen ausgewiesen, errechnet.

### Ist-Daten der mechanischen Eigenschaften

Das Versagen der Komponenten und Einrichtungen kann auf die unterschiedlichste Art erfolgen, man unterscheidet im Allgemeinen drei Versagensarten:

- (1) Versagen im elastischen Bereich durch Funktionsausfall,
- (2) Sprödes Versagen,
- (3) Duktiler Versagen.

Ein Funktionsverlust im elastischen Bereich kann auftreten durch:

- a) Elastische Verformung von Bauteilen mit Funktionsverlust durch Anstreifen, Blockieren, Beulen von Behälterwänden, Knicken von Komponentenunterstützungen etc.,
- b) Flattern und Abschalten elektrischer Komponenten (Prellen der Kontakte),
- c) Fressen gleitender Bauelemente.

Das Versagenskriterium ist der Medianwert für die Spannung oder die Kraft, bei der der Funktionsverlust auftritt.

Als sprödes Versagen wird ein solches ohne Reserven bzgl. der inelastischen Energieabsorption angesehen. Beispiele hierfür sind das spröde Versagen von

- a) Verankerungen im Beton,
- b) Schweißbefestigungen von Komponentenabstützungen.

Die Auslegungsgrenze ist der Medianwert der Festigkeit.

Ein duktiler Versagen tritt auf bei Bruchdehnungen oberhalb der Streckgrenze. Beispiele hierfür sind das Versagen von

- a) Rohrleitungen,
- b) Kabeltragkonstruktionen.

Bei Annahme eines idealen elastisch-plastischen Verhaltens der Komponenten ist der Medianwert der Streckgrenze die Versagensgrenze.

Der Sicherheitsfaktor für die Festigkeit wird in Verbindung mit dem vorhandenen Sicherheitsfaktor definiert:

$$F_F = \frac{\bar{\sigma} - \sigma_{\text{äußere}}}{\sigma_{\text{SEB}}} \quad \text{Gl. F-30}$$

mit  $\sigma_{\text{BEB}}$  = für das BEB errechnete Spannung oder Belastung,  
 $\sigma_{\text{äußere}}$  = durch äußere Lasten hervorgerufene Spannung oder Belastung,  
 $\sigma$  = Medianwert der Versagensgrenze.

Zur Berechnung der logarithmischen Standardabweichung wird in /PLG 83/ folgende Formel angegeben:

$$\beta_{\text{FU}} = \left[ \frac{\bar{\sigma}^2}{(\bar{\sigma} - \sigma_{\text{äußere}})^2} \beta_{\text{c}}^2 + \frac{\sigma_{\text{tot}}^2}{(\sigma_{\text{tot}} - \sigma_{\text{äußere}})^2} \beta_{\text{tot}}^2 + \frac{(\bar{\sigma} - \sigma_{\text{tot}})^2 \cdot \sigma_{\text{äußere}}^2}{(\sigma_{\text{tot}} - \sigma_{\text{äußere}})^2 \cdot (\bar{\sigma} - \sigma_{\text{äußere}})^2} \beta_{\text{äußere}}^2 \right]^{1/2} \quad \text{Gl. F-31}$$

mit  $\beta_{\text{c}}$  = Logarithmische Standardabweichung für die Festigkeit als Auslegungsgrenzwert,  
 $\beta_{\text{tot}}$  = Logarithmische Standardabweichung für die totale Spannung  
(= durch äußere Lasten plus Erdbeben hervorgerufen),  
 $\beta_{\text{äußere}}$  = Logarithmische Standardabweichung für die durch äußere Lasten hervorgerufene Belastung.

### Zu $F_{\text{IEA}}$ : Faktor, der die inelastische Energieabsorption beschreibt

Falls - wie in den meisten Fällen üblich - für die Erdbebenauslegungsrechnungen linear-elastische Etagen-Antwortspektren Verwendung finden, ergibt sich durch die Berücksichtigung der inelastischen Energieabsorption ein weiterer Sicherheitsfaktor.

Für Komponenten und Einrichtungen, die durch Sprödbbruch versagen, ist der sogenannte Duktilitätsfaktor 1. Für im duktilen Bereich versagende Komponenten gilt nach /AHO 83/ bei einer Eigenfrequenz von 2 bis 8 Hz

$$F_{\text{IEA}} = \varepsilon (2\mu - 1)^{1/2} \text{ mit } \mu = \text{Plastizierungsgrad} \quad \text{Gl. F-32}$$

und bei einer Eigenfrequenz von 8 bis 30 Hz

$$F_{\text{IEA}} = \varepsilon \cdot \mu^{0,13} \quad \text{Gl. F-33}$$

Zwischen 8 und 30 Hz sind die Duktilitätsfaktoren und die logarithmische Standardabweichung zu interpolieren.

Der obere Zahlenwert wird als Medianwert und der untere als (Median- $2\sigma$ )-Wert angesehen, aus denen die logarithmische Standardabweichung  $\beta_{\mu}$  als Variationskoeffizient errechnet wird.

$$\beta_{\mu} \cong \frac{\bar{\mu} - (\bar{\mu} - 2\sigma)}{2 \cdot \bar{\mu}} \quad \text{Gl. F-34}$$

Diese Standardabweichung wird zu gleichen Anteilen auf  $\beta_{\text{R}}$  und  $\beta_{\text{U}}$  aufgeteilt:

$$\beta_{\text{IEAR}} = \beta_{\text{IEAU}} = \frac{\beta_{\mu}}{\sqrt{2}} \quad \text{Gl. F-35}$$

### Zu $F_{\text{AE}}$ : Antwortfaktor der Komponenten und Einrichtungen

In Abhängigkeit von der gewählten Methode zur Analyse der Erdbebenantwort in den Auslegungsanalysen existieren unterschiedliche Sicherheitsfaktoren. Es werden im Allgemeinen drei verschiedene Verfahren gewählt:

- Die dynamische Analyse,
- die statische Analyse und
- die Absicherung durch Tests.

Wird in einer dynamischen Analyse die Antwort der Komponenten und Einrichtungen analysiert, so sind folgende Faktoren zu berücksichtigen:

- Faktor zur Beschreibung der Konservativität der Qualifikationsmethode ( $F_{\text{Q}}$ ),
- "Spectral Shape"-Faktor ( $F_{\text{SS}}$ ),
- Faktor zur Beschreibung der konservativen Modellannahmen ( $F_{\text{M}}$ ),
- Dämpfungsfaktor ( $F_{\text{D}}$ ),

- Faktor für die Konservativität bei der Kombination der modalen Antworten (FS).

Bei einer statischen Analyse sind zwei Fälle zu unterscheiden: Für starre Einrichtungen entfallen die Faktoren für die Spektrengestalt, die Dämpfung und die Kombination der modalen Antworten. Ist die Komponente hingegen schwingungsfähig, sind die Konstanten der dynamischen Analyse zu berücksichtigen.

Sind Tests zur Absicherung der seismischen Belastungen durchgeführt worden, sind folgende Faktoren zu berücksichtigen:

- Faktor zur Beschreibung der Konservativität der Qualifikationsmethode,
- "Spectral Shape"-Faktor,
- Faktor zur Beschreibung der Abweichungen zwischen den Test- und den Reaktorbedingungen,
- Dämpfungsfaktor,
- Faktor zur Wichtung der im Labor verwendeten Zeitgeschichten im Verhältnis zum Antwortspektrum,
- Faktor zur Bemessung der Konservativität der in den verschiedenen Erdbebenrichtungen durchgeführten Tests.

### Qualifikationsmethode

Der Sicherheitsfaktor der Qualifikationsmethode ist ein Maß für das Verhältnis Konservativität / Realismus der gewählten Analyseverfahren (dynamische oder statische Berechnung oder Tests). Bei der statischen Analyse wird die mit einem dynamischen Lastfaktor vervielfachte maximale Spektralbeschleunigung als statische Ersatzbeschleunigung auf das System angewandt.

Diese statische Ersatzbeschleunigung wird, vielfach mit weiteren Sicherheitsfaktoren beaufschlagt, als eine konservative Obergrenze angesehen. Das Verhältnis der Maximal-Beschleunigung (multipliziert mit dem dynamischen Lastfaktor) zur Beschleunigung gemäß Etagen-Antwortspektren ergibt den Sicherheitsfaktor  $F_{QM}$ .

Bei der dynamischen Analyse wird die Methode, unabhängig davon, ob die Antwortspektrums- oder die Zeitverlaufsmethode verwendet wird, um die Erdbebenantwort der Gebäude und Komponenten zu analysieren, als realistisch angesehen. Der Sicherheitsfaktor wird zu 1 gesetzt.

Bei den Schwingungstests umhüllt in der Regel das verwendete Antwortspektrum das Auslegungsspektrum. Der Sicherheitsfaktor wird aus dem Verhältnis der Beschleunigungen in den verschiedenen Frequenzbereichen errechnet.

Die Variabilität des Sicherheitsfaktors beabsichtigt den Einfluss der Dämpfung und der Modellierung sowie der modalen Kombination.

### "Spectral Shape"-Faktor

Die Etagen-Antwortspektren werden im Allgemeinen über drei orthogonale künstlich erzeugte Beschleunigungszeitverläufe errechnet. Wenn die horizontalen Ausgangsantwortspektren identisch sind, dürfen auch die dazu passenden Zeitgeschichten identisch sein. Die künstlichen Zeitgeschichten werden im Allgemeinen so entwickelt, dass ihre zugehörigen Antwortspektren die entsprechenden Ausgangsantwortspektren so eng wie möglich umhüllen, so dass hier meist keine Sicherheitsmarge abzuleiten ist.

Werden allerdings die aus den Zeitverläufen gewonnenen Etagen-Antwortspektren geglättet und verbreitert, so lassen sich für die verschiedenen Frequenzbereiche (entsprechend den Eigenschwingungsbereichen der Komponenten) verschiedene Sicherheitsfaktoren  $F_{SS}$  aus dem Verhältnis der Spektralbeschleunigungen errechnen:

$$F_{SS} = \frac{S_a \text{ (verbreitert und geglättet)}}{S_a \text{ (unbearbeitet)}} \quad \text{Gl. F-36}$$

mit  $S_a$  = Spektralbeschleunigung.

Die logarithmische Standardabweichung für den Faktor  $F_{SS}$  hängt von der Breite des gewählten Frequenzbereiches ab. Werden z. B. äquidistante Bereiche von 5 Hz gewählt, so wird abgeschätzt, dass sich die Medianwerte und die Minimumwerte des Sicherheitsfaktors um zwei logarithmische Standardabweichungen unterscheiden:

$$\beta_{SS} = \frac{1}{2} \ln \left( \frac{F_{SS}(\text{Median})}{F_{SS}(\text{Min})} \right) = \beta_{SSU} \quad \text{Gl. F-37}$$

Aus einer Vergleichsstudie mit 44 Zeitgeschichten wurde ein Variationskoeffizient von 0,2 abgeleitet /PLG 83/. Dieser Wert wird als Zufälligkeitwert klassifiziert, da er nur auf die Verschiedenartigkeit der Erdbeben zurückzuführen ist:

$$\beta_{SSR} = 0,2$$

$$\beta_{SSU} = 0$$

### Modellannahmen

In jeder dynamischen Analyse existieren Unsicherheiten in den Systemantworten, die dadurch bedingt sind, dass das schwingungsfähige Gebilde durch ein Ersatzmodell aus schwingenden Massen, biegesteifen Balkenelementen und Federn mit Grenzbedingungen und Annahmen zum Materialverhalten beschrieben wird. Es wird angenommen, dass eine weitere Verfeinerung des Modelles nicht zu genaueren Ergebnissen führt, und dass die Modellierung, Input-Aufbereitung und Durchführung optimal ausgeführt sind. Eine Sicherheitsmarge lässt sich aus der Art der Modellierung nicht ableiten.

Der Variationskoeffizient hängt von der Komplexität der zu modellierenden schwingenden Gebilde ab und gilt nur für die Unsicherheit des Sicherheitsfaktors:

$$\begin{aligned} \beta_{MU} &= 0,2 && \text{für komplexe Gebilde,} \\ \beta_{MU} &= 0,15 && \text{für Gebilde mittlerer Komplexität,} \\ \beta_{MU} &= 0,10 && \text{für einfache Gebilde,} \\ \beta_{MR} &= 0. \end{aligned}$$

### Dämpfung

In Tabelle F-2 sind die nach der KTA-Regel KTA 2201 /KTA 13/ vorgegebenen Dämpfungswerte den für die verschiedenen Komponenten im Bereich der Streckgrenze empfohlenen Dämpfungswerten gegenübergestellt /RID 79/, /NEW 78/. Für Rohrleitungen wird ein Medianwert von 5 % und für geschweißte Stahlstrukturen einer von 7 % empfohlen. Der Sicherheitsfaktor lässt sich aus den entsprechenden Etagen-Antwortspektren berechnen:

$$F_D = \frac{A_{D=KTA}}{A_{D=Median}} \quad \text{Gl. F-38}$$

mit  $A_{D=KTA}$  = Spektralbeschleunigung für die Auslegungsdämpfung bei der Komponenteneigenschwingung,

$A_{D=Median}$  = Spektralbeschleunigung für den Medianwert der Dämpfung bei der Komponenteneigenschwingung.

**Tabelle F-2: Vergleich der Dämpfungswerte für verschiedene Komponenten**

Komponenten	Dämpfungswert D in % der kritischen Dämpfung empfohlen nach /RID 79/, / NEW 78/		
	nach KTA 2201 /KTA 13/	Direkt unterhalb Streckgrenze <sup>1)</sup>	oberhalb Streckgrenze <sup>2)</sup>
Rohrleitungen ø > 12 in ø ≤ 12 in	4 4	3 2	5 5
Geschweißte Stahlstruktu- ren (z. B. Behälter, Ventile)	4	5 bis 7	7 bis 10
Geschraubte Stahlstrukturen	7	10 bis 15	10 bis 20
Geschraubte Stahlstrukturen mit GV-Verbindungen	4	-	-

1) Obere Werte entsprechen den Medianwerten

2) Untere Werte entsprechen den Medianwerten

Die logarithmischen Standardabweichungen für die einzelnen Komponenten ergeben sich aufgrund ingenieurmäßiger Einschätzung zu:

$$\beta_{DU} = \ln \left( \frac{a_{D=3,5\%}}{a_{D=5\%}} \right) \text{ für Rohrleitungen,} \quad \text{Gl. F-39}$$

$$\beta_{DU} = \ln \left( \frac{a_{D=5,5\%}}{a_{D=7\%}} \right) \text{ für geschweißte Stahlstrukturen,} \quad \text{Gl. F-40}$$

$$\beta_{DU} = \ln \left( \frac{a_{D=7\%}}{a_{D=1,5\%}} \right) \text{ für geschraubte Stahlstrukturen,} \quad \text{Gl. F-41}$$

### Superpositionsvorschrift für die Beiträge der angeregten Eigenschwingungen (modale Kombination)

Die Ausführungen in Abschnitt 0 bezüglich der Superpositionsvorschriften gelten auch für die Komponenten: Bei Anwendung der Methode der Antwortspektren auf Systeme mit mehreren Freiheitsgraden sind die maximalen Größen (z. B. Schnittgrößen, Beschleunigungen, Beanspruchungen) aus den einzelnen Eigenformen grundsätzlich nach der Methode der Quadratwurzel aus der Summe der Einzelquadrate zu überlagern. Diese Methode wird als realistisch angesehen. Eine Sicherheitsmarge lässt sich dabei nicht ableiten.

### Superpositionsvorschrift für die Beiträge der orthogonalen Erregungen (Richtungskombination)

Ebenso ist die Kombination der Schnittgrößen in den drei Koordinatenrichtungen über diese o.g. Methode durchzuführen. Auch dabei lässt sich keine Sicherheitsmarge ableiten.

Nach KTA-Regel KTA 2201 /KTA 13/ ist die Kombination der Anregung aller drei Richtungen zugelassen und die Kombination je einer horizontalen mit einer vertikalen Antwort zu zwei Lastfällen empfohlen, wobei der ungünstigere der beiden Lastfälle der Auslegung zugrunde zu legen ist. Letztere Vorschrift ist nicht konservativ, da sich Sicherheitsfaktoren zwischen 1,0 und 0,7 errechnen lassen. Die Kombination der Anregung aller drei Richtungen führt auf einen Sicherheitsfaktor  $F_S^* = 1$  (dies gilt für den allgemeinen Fall).

Es gibt Komponenten (z. B. Relais), die nur bei der Anregung in einer Richtung versagen; die beiden restlichen Richtungen spielen für das Versagen keine Rolle. Die Verwendung nur dieser für das Versagen maßgeblichen Anregung führt auf einen Sicherheitsfaktor 1.

## Testbedingungen

Bei den Komponentenschwingungstests zur Analyse der Erdbebenantwort gibt es eine Vielzahl von Parametern, die eine Rolle spielen bzw. ein Maß für die vorhandene bzw. fehlende Konservativität der Tests darstellen. Zum einen sind die Befestigungsbedingungen (z. B. einer Pumpe am Aufstellungsort) identisch im Test abzubilden. Zum anderen ist zu überprüfen, ob die für die Tests aus dem Antwortspektrum abgeleiteten Beschleunigungszeitverläufe das Ausgangsspektrum konservativ einhüllen (d. h. ein Sicherheitsfaktor ableitbar ist) oder nicht. Die Durchführung von Tests mit Anregungen in z. B. nur einer (horizontaler) oder in zwei (horizontale und vertikale) Richtungen ist mit einem Fehlen an Konservativität verbunden, da Kopplungen zwischen der Richtung und dem Phaseneinfluss unberücksichtigt bleiben. Der Grad der Nichtkonservativität ist abzuschätzen.

### Zu FAGS: Antwortfaktor der Gebäudestruktur

Der Antwortfaktor der Gebäudestruktur beschreibt die Konservativität der Erdbebenantwort am Aufstellungsort der Komponenten und Einrichtungen (d. h. des aus den Zeitverlaufsrechnungen zusammengesetzten Antwortspektrums der Gebäudehöhenkote). Der Antwortfaktor, bestehend aus Einzelfaktoren, die bereits hergeleitet wurden, ist hier zu berücksichtigen:

$$F_{AGS} = F_{SS} \cdot F_D \cdot F_{LK} \cdot F_M \cdot F_{GBW} \quad \text{Gl. F-42}$$

Der "Spectral Shape"-Faktor beschreibt die Konservativität des in der Rechnung verwendeten Auslegungsspektrums gegenüber dem standortbezogenen Medianspektrum.

### Bei der Dämpfung sind zwei Fälle zu unterscheiden:

Erfolgt das Versagen der Komponenten bereits im Beschleunigungsbereich, der dem elastischen Gebäudeschwingen entspricht, so ist für die Gebäudedämpfung der Zahlenwert für den Spannungsbereich unterhalb der Streckgrenze zu verwenden (bei  $0,5 \cdot \sigma_{0,2}$ ):  $D = 5 \%$  (Medianwert).

Erfolgt das Versagen bei höheren Spannungen, so sind die Dämpfungswerte bei der Streckgrenze zu verwenden. Für die Superposition der angeregten Eigenschwingungen wird keine Sicherheitsmarge in Rechnung gestellt, da diese bei den Komponenten berücksichtigt wird.

## F 3 LITERATUR

- /AHO 83/ Ahorner, I.: Realistische Abschätzung der Erdbebenlastannahmen für den Standort SNR 300 bei Kalkar am Niederrhein nach dem derzeitigen seismologischen Kenntnisstand, Bericht für risikoorientierte Analyse zum SNR 300, Bensberg, 20.03.1983.
- /CEB 93/ Comité Euro-International du Béton (CEB) , CEB-FIP Model Code 1990, Bulletin d'Information Ho. 213/214, Lausanne, Mai 1993.
- /KTA 13/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2201 „Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 1: Grundsätze, Fassung 2011-11, Teil 2: Baugrund, Fassung 2012-11, Teil 3: Bauliche Anlagen, Fassung 2013-11, Teil 4: Anlagenteile, Fassung 2012-11, Teil 5: Seismische Instrumentierung, Fassung 2013-11., Teil 6: Maßnahmen nach Erdbeben, Fassung 06/1992.
- /NEW 78/ Newmark, N. M., Hall, W. J: Development of Criteria for Seismic Review of Selected Nuclear Power Plants, NUREG/CR-0098, Mai 1978.
- /PLG 83/ Pickard-Lowe and Garrick, Inc. (PLG): Seabrook Station Probabilistic Safety Assessment, Main Report, M. McCann, Vol. 1 - 6 and Summary Report PB--89-186931, Irvine, CA, USA, Dezember 1983.

/RID 79/ Riddell, R., Newmark, N. M.: Statistical Analysis of the Response of Nonlinear Systems Subjected to Earthquakes, Dep. of Civil Engineering, Report UILU 79-2016, Urbana, IL, USA, August 1979.

/TRO 68/ Troxell, G. E., Davis, H. E., Kelly, J. W: Composition and Properties of Concrete, McGraw-Hill, 1968.

## Bisher erschienene BfS-Schriften

---

### **BfS-SCHR-1/90**

*Warnecke, E.; Odoj, R.; Simon, R.* (Editors)

Requirements for Waste Acceptance and Quality Control.

Proceedings of the 2nd International Seminar on Radioactive Waste Products.

28 May - 1 June 1990, Research Centre Jülich, Federal Republic of Germany.

Salzgitter 1990

### **BfS-SCHR-2/91**

Sicherheitsreihe Nr. 6.

IAEO-Empfehlungen für die sichere Beförderung radioaktiver Stoffe. Ausgabe 1985.

(Diese Übersetzung enthält auch die von der IAEO im Nachtrag 1988 zu den Empfehlungen vorgenommenen Ergänzungen).

Salzgitter 1991

### **BfS-SCHR-3/91**

*Schüttmann, W.; Aurand, K.*

Die Geschichte der Außenstelle Oberschlema des Kaiser-Wilhelm-Instituts für Biophysik Frankfurt am Main.

Salzgitter 1991

### **BfS-SCHR-4/91**

*Bornemann, O.* (mit einem Beitrag von *R. Fischbeck*)

Zur Geologie des Salzstocks Gorleben nach den Bohrergebnissen.

Salzgitter 1991

### **BfS-SCHR-5/92**

*Herrmann, A.G.*

Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM).

Lösungszuflüsse in den Grubenfeldern Marie und Bartensleben: Stoffbestand, Herkunft, Entstehung. Eine Dokumentation.

Zweiter Bericht. Abschlußbericht für den Zeitabschnitt 1. Januar bis 31. Dezember 1991. Clausthal-Zellerfeld, den 29. Februar 1992.

Salzgitter 1992

### **BfS-SCHR-6/92**

Bestandsaufnahme IMIS-IT.

Seminar zum Projektstand IMIS am 3. Mai 1991.

Salzgitter 1992

### **BfS-SCHR-7/92**

Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) 1987 - 1991 (Band 7).

Zusammengestellt von der RSK-Geschäftsstelle.

Salzgitter 1992

### **BfS-SCHR-8/92**

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten.

Abschlußbericht zum ersten Teilprojekt.

Salzgitter 1992

### **BfS-SCHR-9/93**

*Grosche, B.; Burkart, W.* (Editors)

Radiation epidemiology after the Chernobyl accident.

Proceedings of a workshop held at the Institute for Radiation Hygiene, Federal Office of Radiation Protection, Neuherberg, October 23-25, 1991

## Bisher erschienene BfS-Schriften

---

### **BfS-SCHR-10/93**

*von Borstel, L.E.*

Lösungen in marinen Evaporiten.

Salzgitter 1993

### **BfS-SCHR-11/93**

*Herrmann, A.G.*

Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM).

Lösungsvorkommen in den Grubenfeldern Marie und Bartensleben: Stoffbestand, Herkunft,

Entstehung.

Eine Dokumentation.

Abschlußbericht für den Zeitabschnitt 1. Januar bis 31. Dezember 1992. Clausthal-Zellerfeld, den 29. Februar 1992.

Salzgitter 1993

### **BfS-SCHR-12/93**

IMIS-Statusgespräch.

Seminar zum Projektstand IMIS am 1. Februar 1993.

Salzgitter 1993

### **BfS-SCHR-13/94**

*Przyborowski, S.; Röhnsch, W.*

ICRP-Publikation 65

über den Schutz gegenüber Radon-222 in Wohnung und an Arbeitsplätzen und die Situation in der Bundesrepublik Deutschland.

Salzgitter, 1994

### **BfS-SCHR-14/95**

*Kammerer, L.; Peter, J.; Burkhardt, J.; Trugenberger-Schnabel, A.; Bergler, I.*

Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland 1992 und 1993. Daten und Bewertung.

Bericht der Leitstellen des Bundes und des Bundesamtes für Strahlenschutz.

Salzgitter, Dezember 1995

### **BfS-SCHR-15/96**

Solare terrestrische UV-Strahlung in Deutschland.

Meßergebnisse und strahlenhygienische Bewertung der Daten aus dem UV-Meßnetz des BFS/UBA für den Zeitraum Januar bis Dezember 1994.

Salzgitter, März 1996

### **BfS-SCHR-16/98**

*Kammerer, L.*

Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland 1994 bis 1995. Daten und Bewertung.

Bericht der Leitstellen des Bundes und des Bundesamtes für Strahlenschutz.

Salzgitter, März 1998

### **BfS-SCHR-17/98**

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten.

Abschlußbericht zum zweiten Teilprojekt.

Salzgitter, März 1998

### **BfS-SCHR-18/98**

*Sonnek, C.*

Die Euratom-Grundnormen für den Strahlenschutz 1996 und 1997.

Ausblick auf zukünftiges Strahlenschutzrecht in Deutschland.

Salzgitter, Juli 1998

## Bisher erschienene BfS-Schriften

---

### **BfS-SCHR-19/99**

Strahlenschutz und Sicherheit in der Medizin.

ICRP-Veröffentlichung 73.

Ein Bericht einer Arbeitsgruppe des Komitees 3 der Internationalen Strahlenschutzkommission.

Von der Kommission angenommen im März 1996.

Salzgitter, Mai 1999

### **BfS-SCHR-20/99**

WORKSHOP

Strahlenüberwachung von Arbeitsplätzen mit erhöhten Konzentrationen von Radon und Radonzerfallsprodukten und Qualitätssicherung der Überwachungsmessungen.

22. bis 24. Juni 1998, Berlin.

Salzgitter, November 1999

### **BfS-SCHR-21/00**

*Kammerer, L.*

Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland 1996 und 1997. Daten und Bewertung.

Bericht der Leitstellen des Bundes und des Bundesamtes für Strahlenschutz.

Salzgitter, Oktober 2000

### **BfS-SCHR-22/01**

*Ettenhuber, E.; Gehrcke, K.*

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten.

Abschlussbericht.

Salzgitter, März 2001

### **BfS-SCHR-23/01** (ist nicht als Druck erschienen, nur im Internet)

*Steinmetz, M.*

UV-Index in practical use

Proceedings of an International Workshop

Institute of radiation hygiene, Munich, Germany, December 4-7, 2000

Salzgitter, 2001

### **BfS-SCHR-24/02**

*Peter J.; Schneider G.; Bayer A.; Trugenberg-Schnabel A.*

High Levels of Natural Radiation and Radon Areas:

Radiation Dose and Health Effects

Proceedings of the 5<sup>th</sup> International Conference on High Levels of Natural Radiation and Radon Areas held in Munich, Germany on September 4 to 7 2000

Neuherberg, März 2002

### **BfS-SCHR-25/02**

*Brix, J.; Matthes, R.; Schulz, O.; Weiss, W.*

Forschungsprojekte zur Wirkung elektromagnetischer Felder des Mobilfunks.

Bundesamt für Strahlenschutz

21. und 22. Juni 2001

Salzgitter, Juni 2002

### **BfS-SCHR-26/02**

*Bruchertseifer, F.; Pohl, H.*

Fachgespräch

Begrenzung der Strahlenexposition als Folge von Störfällen bei kerntechnischen Anlagen und Einrichtungen.

1. und 2. März 2001

Salzgitter, Juni 2002

## Bisher erschienene BfS-Schriften

---

### **BfS-SCHR-27/03**

*Trugenberger-Schnabel, A.; Peter J.;  
Kanzliwius, R.; Bernhard, C.; Bergler, I.*  
Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland 1998 bis 2001  
Daten und Bewertung  
Bericht der Leitstellen des Bundes und des Bundesamtes für Strahlenschutz  
Salzgitter, Januar 2003

### **BfS-SCHR-28/03**

*Walter, H.*  
2.Fachgespräch SODAR  
19. u. 20. März 2003  
Im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt,  
Naturschutz und Reaktorsicherheit  
Zusammenfassung der Vorträge  
Salzgitter, Juni 2003

### **BfS-SCHR-29/03**

*Bergler, I.; Bernhard, C.; Gödde, R.; Schmitt-Hannig, A.*  
Strahlenschutzforschung  
- Programmreport 2001 -  
Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich und verwaltungsgemäß begleitete  
Ressortforschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesumweltministeriums  
Salzgitter, Juni 2003

### **BfS-SCHR-30/04**

*Lennartz, H.-A.; Mussel, Ch.; Thieme, M.*  
Beteiligung der Öffentlichkeit bei der Standortauswahl für die Endlagerung radioaktiver Abfälle  
Abschlussbericht  
Salzgitter, April 2004

### **BfS-SCHR-31/04**

*Weiß, D.; Bönigke, G.; Spoden, E.; Warnecke, E.*  
Übersicht zu stillgelegten kerntechnischen Anlagen in Deutschland und in Europa – Januar 2004  
Salzgitter, September 2004

### **BfS-SCHR-32/04**

*Bergler, I.; Bernhard, C.; Gödde, R.; Löbke-Reinl, A.; Schmitt-Hannig, A.*  
Strahlenschutzforschung  
Programmreport 2003  
Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich und administrativ begleitete  
Ressortforschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und  
Reaktorsicherheit  
Salzgitter, Dezember 2004

### **BfS-SCHR-33/05**

*Hartmann, M.; Beyer, D.; Dalheimer, A.; Hänisch, K.*  
Ergebnisse der In-vitro-Ringversuche: S-35 in Urin sowie Am-241 und Pu-Isotope in Urin  
Workshop zu den In-vitro-Ringversuchen 2001 und 2002 der Leitstelle Inkorporationsüberwachung  
des BfS am 1. Juli 2003 im Bayerischen Landesamt für Umweltschutz, Kulmbach  
Salzgitter, Januar 2005

### **BfS-SCHR-34/05** (nur als CD vorhanden)

*Trugenberger-Schnabel, A.; Peter, J.; Kanzliwius, R.; Bernhard, C.; Bergler, I.*  
Umweltradioaktivität in der Bundesrepublik Deutschland  
Bericht der Leitstellen des Bundes und des Bundesamtes für Strahlenschutz  
Daten und Bewertung für 2002 und 2003  
Salzgitter, Juni 2005

## Bisher erschienene BfS-Schriften

---

### **BfS-SCHR-35/05** (nur als CD vorhanden)

*Bergler, I.; Bernhard, C.; Gödde, R.; Löbke-Reinl, A.; Schmitt-Hannig, A.*

Strahlenschutzforschung

Programmreport 2004

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich und administrativ begleitete

Ressortforschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und

Reaktorsicherheit

Salzgitter, August 2005

### **BfS-SCHR-36/05** (nur als CD vorhanden)

*Steinmetz, M.*

200 Jahre solare UV-Strahlung

Geschichte und Perspektiven

Wissenschaftliches Kolloquium

Salzgitter, Oktober 2005

### **BfS-SCHR-37/05**

*Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke*

Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Stand: August 2005

Salzgitter, Oktober 2005

### **BfS-SCHR-38/05**

*Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke*

Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Stand: August 2005

Salzgitter, Oktober 2005

### **BfS-SCHR-39/06**

*Borrmann, F.; Brennecke, P.; Koch, W.; Kugel, K.; Rehs, B.; Steyer, S.; Warnecke, E.*

Management of Decommissioning Waste in Germany

Contribution to the IAEA CRP on „Disposal Aspects of Low and Intermediate level Decommissioning

Waste“! (T2.40.06)

Stand: August 2006

Salzgitter, Dezember 2006

### **BfS-SCHR-40/06**

*Bergler, I.; Bernhard, C.; Gödde, R.; Löbke-Reinl, A.; Schmitt-Hannig, A.*

Strahlenschutzforschung

Programmreport 2005

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich und administrative begleitete

Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und

Reaktorsicherheit

Salzgitter, Dezember 2006

### **BfS-SCHR-41/07**

*Schkade, U.-K.; Arnold, D.<sup>1)</sup>; Döring, J.; Hartmann, M.; Wershofen, H.<sup>2)</sup>*

<sup>1)</sup> *Physikalisch-Technische Bundesanstalt*

Gammapektrometrische Bestimmung der spezifischen Aktivitäten natürlicher Radionuklide  
in Umweltproben

7. Vergleichsanalyse „Boden 2006“

Leitstelle für Fragen der Radioaktivitätsüberwachung bei erhöhter natürlicher Radioaktivität

Berlin, Dezember 2006

Salzgitter, Januar 2007

### **BfS-SCHR-42/07**

*Dushe, C.; Ettenhuber, E.; Gehrcke, K.; Kümmel, M.; Schulz, H.<sup>\*</sup>*

<sup>\*</sup> *IAF-Radioökologie GmbH Dresden*

Ein neues Verfahren zur Ermittlung der Radonexhalation großer Flächen

Salzgitter, Februar 2007

## Bisher erschienene BfS-Schriften

---

### **BfS-SCHR-43/07**

Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosis  
Teil 2: Ermittlung der Körperdosis bei innerer Strahlenexposition; Inkorporationsüberwachung  
(§§ 40, 41 und 42 Strahlenschutzverordnung)  
Rundschreiben vom 12.01.2007 RS II 3 – 15530/1 (GMBI 2007 S. 623)  
Salzgitter, September 2007

### **BfS-SCHR-44/07**

*Bernhard, C.; Gödde, R.; Löbke-Reinl, A.; Schmitt-Hannig, A.; Trugenberg-Schnabel, A.*  
Strahlenschutzforschung  
Programmreport 2006  
Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich und administrativ begleitete  
Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und  
Reaktorsicherheit  
Salzgitter, Dezember 2007

### **BfS-SCHR-45/09**

urn:nbn:de:0221-2009011200  
*Bernhard-Ströl, C.; Gödde, R.; Hachenberger, Claudia, Löbke-Reinl, A.; Schmitt-Hannig, A.*  
Strahlenschutzforschung  
Programmreport 2007  
Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich begleitete und administrativ umgesetzte  
Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und  
Reaktorsicherheit  
Salzgitter, Januar 2009

### **BfS-SCHR-46/09**

urn:nbn:de:0221-2009082120  
*Bernhard-Ströl, C.; Gödde, R.; Hachenberger, Claudia, Löbke-Reinl, A.; Schmitt-Hannig, A.*  
Strahlenschutzforschung  
Programmreport 2008  
Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich begleitete und administrativ umgesetzte  
Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und  
Reaktorsicherheit  
Salzgitter, November 2009

### **BfS-SCHR-47/09**

urn:nbn:de:0221-2009082154  
Die Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) von 2007  
ICRP-Veröffentlichung 103, verabschiedet im März 2007  
Deutsche Ausgabe  
Salzgitter, November 2009

### **BfS-SCHR-48/10**

urn:nbn:de:0221-201009153217  
*Bernhard-Ströl, C.; Gödde, R.; Hachenberger, Claudia, Löbke-Reinl, A.; Schmitt-Hannig, A.*  
Strahlenschutzforschung  
Programmreport 2009  
Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich begleitete und administrativ umgesetzte  
Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und  
Reaktorsicherheit  
Salzgitter, November 2010

## Bisher erschienene BfS-Schriften

---

### **BfS-SCHR-49/11**

urn:nbn:de:0221-201111236640

*Bernhard-Ströl, C.; Gödde, R.; Hachenberger, Claudia, Löbke-Reinl, A.; Schmitt-Hannig, A.*

Strahlenschutzforschung

Programmreport 2010

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich begleitete und administrativ umgesetzte Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Salzgitter, November 2011

### **BfS-SCHR-50/12**

urn:nbn:de:0221-2012120510259

*Beyermann, M.; Bünger, T.; Guttmann, A.; Schmidt, K.; Wershofen, H.; Winterfeldt, I.; Labahn, A.*

Ringversuch zur Bestimmung von Radon-222, Radium-226, Radium-228, Uran-238, Uran-234 und der Gesamt- $\alpha$ -Aktivität in Trinkwasser – Ringversuch 4/2012

Salzgitter, Dezember 2012

### **BfS-SCHR-51/13**

urn:nbn:de:0221-2013012210275

*Bernhard-Ströl, C.; Gödde, R.; Hachenberger, Claudia, Löbke-Reinl, A.; Schmitt-Hannig, A.*

Strahlenschutzforschung

Programmreport 2011

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich begleitete und administrativ umgesetzte Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Salzgitter, Dezember 2012

### **BfS-SCHR-52/13**

urn:nbn:de:0221-2013110811124

*Bernhard-Ströl, C.; Gödde, R.; Hachenberger, Claudia, Löbke-Reinl, A.; Schmitt-Hannig, A.;*

*Trugenberger-Schnabel, A.*

Strahlenschutzforschung

Programmreport 2012

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich begleitete und administrativ umgesetzte Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Salzgitter, Dezember 2013

### **BfS-SCHR-53/14**

urn:nbn:de:0221-2014010911155

*Schmitt-Hannig, A.; Peter, J.; Bernhard-Ströl, C.; Trugenberger-Schnabel, A.; Hachenberger, C,*

*Löbke-Reinl, A.; Schulte-Büttner, B.*

International Cooperation and Research

Report on International Cooperation and Research Activities at the Federal Office for Radiation Protection

Status 2013

Salzgitter, Januar 2014

### **BfS-SCHR-54/14**

urn:nbn:de:0221-2014081211479

*Schmitt-Hannig, A.; Gödde, R.; Löbke-Reinl, A.; Hachenberger, C.; Trugenberger-Schnabel, A.*

Strahlenschutzforschung

Programmreport 2013

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich begleitete und administrativ umgesetzte Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit

Salzgitter, September 2014

## Bisher erschienene BfS-Schriften

---

### **BfS-SCHR-55/14**

urn:nbn:de:0221-2015021712440

*Walter, H.; Gering, F.; Arnold, K.; Gerich, B.; Heinrich, G.; Welte, U. \*)*

*\*) Strahlenschutzkommission*

Simulation potentieller Unfallszenarien für den Notfallschutz in der Umgebung von Kernkraftwerken mit RODOS

Salzgitter, Dezember 2014

### **BfS-SCHR-56/15**

urn:nbn:de:0221-2015052612750

*Brendebach, B. \*); Imielski P. \*); Kühn, K.; Rehs, B.*

*\*) Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit*

Stilllegung kerntechnischer Anlagen in Europa

Stand: Dezember 2014

Salzgitter, Mai 2015

### **BfS-SCHR-57/15**

urn:nbn:de:0221-2015082013351

*Schmitt-Hannig, A.; Löbke-Reinl, A.; Peter, J.; Gödde, R.; Hachenberger, C.;*

*Trugenberger-Schnabel, A.*

Strahlenschutzforschung

Programmreport 2014

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich begleitete und administrativ umgesetzte Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit

Salzgitter, September 2015

### **BfS-SCHR-58/16**

urn:nbn:de:0221-2016022414011

*Arx, Cyrill von; Glaab, Hubert; Grimm, Christian; Martens, Reinhard; Päsler-Sauer, Jürgen;*

*Scheuermann, Walter; Schnadt, Horst; Schumacher, Peter; Torchiani, Silke; Walter, Hartmut;*

*Wilbois, Thomas*

Vergleich aktuell eingesetzter Modelle zur Beschreibung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver Stoffe

Abschlussbericht zum Arbeitspaket AP 5500 der Arbeitsgruppe „Erfahrungsfluss Fukushima“ des Ausschusses „Notfallschutz“ der Strahlenschutzkommission

Salzgitter, Februar 2016

### **BfS-SCHR-59/16**

urn:nbn:de:0221-2016080114068

*Schmitt-Hannig, A.; Löbke-Reinl, A.; Peter, J.; Gödde, R.; Hachenberger, C.;*

*Trugenberger-Schnabel, A.*

Strahlenschutzforschung

Programmreport 2015

Bericht über das vom Bundesamt für Strahlenschutz fachlich begleitete und administrativ umgesetzte Forschungsprogramm Strahlenschutz des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit

Salzgitter, August 2016

### **BfS-SCHR-60/16**

urn:nbn:de:0221-2016091214084

*Walter, H.; Gering, F.; Arnold, K.; Gerich, B.; Heinrich, G.; Welte, U. \*)*

*\*) Strahlenschutzkommission*

RODOS-based Simulation of Potential Accident Scenarios for Emergency Response Management in the Vicinity of Nuclear Power Plants

Salzgitter, September 2016

## Bisher erschienene BfS-Schriften

---

### **BfS-SCHR-61/16**

urn:nbn:de:0221-2016091314090

*Facharbeitskreis Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke*

Methoden und Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke

Stand: Mai 2015

Salzgitter, September 2016

# | Verantwortung für Mensch und Umwelt |

**Kontakt:**

Bundesamt für Strahlenschutz

Postfach 10 01 49

38201 Salzgitter

Telefon: + 49 (0)3018 333 0

Telefax: + 49 (0)3018 333 1885

Internet: [www.bfs.de](http://www.bfs.de)

E-Mail: [ePost@bfs.de](mailto:ePost@bfs.de)

Gedruckt auf Recyclingpapier aus 100 % Altpapier.



Bundesamt für Strahlenschutz