Handbuch zur Störfallanalyse von nuklearen Ver- und Entsorgungs-einrichtungen

Teil A
Grundlagen der Störfallanalyse

GRS - 507

Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH

Handbuch zur Störfallanalyse von nuklearen Ver- und Entsorgungs-einrichtungen

Teil A
Grundlagen der Störfallanalyse

Fabian Sommer (Editor)

April 2019
mit Addenda vom November 2025

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Eigenforschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Klimaschutz, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMUKN) unter dem Förderkennzeichen 4722E03240 durchgeführt. Die ursprüngliche Veröffentlichung enthält Arbeiten zu dem Förderkennzeichen 4716E03350.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMUKN übereinstimmen.

GRS - 507
ISBN 978-3-946607-92-2

Addenda

Abweichend von der im April 2009 veröffentlichten Fassung des Berichts GRS-507 umfasst die vorliegende Version zusätzlich die Anhänge A, B und C.

Deskriptoren

Nukleare Sicherheit, nukleare Ver- und Entsorgung, Periodische Sicherheitsüberprüfung, PSÜ, Regelwerke, Störfälle

Kurzfassung

Das vorliegende Handbuch wurde vornehmlich mit dem Ziel erstellt, den in Behörden oder Forschungseinrichtungen tätigen und mit Störfallanalysen befassten Personen Informationen in die Hand zur geben, die bei der Planung, der Erstellung, dem Betrieb und dem Rückbau von Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung eine zutreffende und rasche Beurteilung von Störfällen erlauben. Es liegt jedoch nicht in der Absicht der Verfasser des Handbuchs, fertige Lösungen für komplexe Probleme der Störfallanalyse anzubieten. Derartige Fragen werden stets einer eingehenden Analyse und Berechnung durch Fachleute auf dem Gebiet der Störfallanalyse vorbehalten bleiben müssen.

Der sinnvolle Gebrauch der im Handbuch vorliegenden Informationen erfordert ein grundsätzliches Verständnis der Störfallproblematik und der Terminologie der nuklearen Sicherheit. In Teil A „Grundlagen der Störfallanalyse“ werden daher zunächst die wichtigsten Begriffe und Grundlagen eingeführt und erläutert, und der gesetzliche Rahmen gesteckt. In Teil B „Physikalisch-chemische Grundlagen der Störfallanalyse“ werden die Prozesse erläutert, die bei einem Störfall auftreten können. In Teil C „Auswertung der Betriebserfahrung von Vorkommnissen“ werden die bisherig aufgetretenen nationalen wie auch internationalen Vorkommnisse statistisch ausgewertet. In Teil D „Exemplarische Anwendung der Störfallanalyse auf Einrichtungen der nuklearen Ver- und Entsorgung“ werden die verschiedenen Aspekte der Störfallanalyse exemplarisch auf einen generischen Störfall angewendet.

Abstract

This handbook was prepared primarily with the aim to provide information to experts of authorities or research facilities engaged in incident analysis. It will allow an adequate and rapid assessment of incidents in the planning, preparation, operation and dismantling of nuclear supply and waste disposal facilities. However, it is not the intention of the authors of the handbook to offer ready solutions to complex problems of incident analysis. Such questions must remain subject to an in-depth analysis and assessment to be carried out by dedicated experts of incident analysis.

The expedient use of the information given in this handbook requires a fundamental understanding of incident analysis and the terminology of nuclear safety. Therefore, in part A “fundamentals of incident analysis” the most important terms and fundamentals are introduced and explained, and the legal framework is set. Part B “Physical and chemical fundamentals of incident analysis” explains the physical and chemical processes possibly involved in an incident. In Part C "Evaluation of the operational experience of events", the national and international nuclear events happened so far, are statistically evaluated. In Part D "Exemplary application of incident analysis to nuclear supply and waste disposal facilities", the various aspects of incident analysis are applied exemplary to a generic application case.

Inhaltsverzeichnis

1 Die nukleare Ver- und Entsorgung 1

1.1 Die Prozessschritte der nuklearen Versorgung 2

1.1.1 Uranvorkommen 2

1.1.2 Uranabbau 5

1.1.3 Uranerz-Aufbereitung 7

1.1.4 Konversion 9

1.1.5 Anreicherung 11

1.1.6 Brennelementfertigung von Urandioxidbrennstoff 20

1.2 Die Prozessschritte der nuklearen Entsorgung 28

1.2.1 Zwischenlagerung 28

1.2.2 Wiederaufarbeitung 43

1.2.3 Beförderung von Kernbrennstoffen 47

2 Grundlagen der Störfallanalyse 51

2.1 Gesetzliche Grundlagen und Richtlinien 51

2.2 Das Regelwerk 51

2.2.1 Genehmigungs- und Aufsichtssystem 57

2.2.2 Regelwerk für Störfälle 59

2.3 Schutzziele und Grundanforderungen 67

2.4 Störfall 69

2.4.1 Störfallschwellen 69

2.4.2 Störfallklassen 70

2.4.3 Abgrenzung zum anomalen Betrieb 73

2.4.4 Abgrenzung zum Unfall 74

2.4.5 Abgrenzung zum Restrisiko 75

2.5 Begriffsdefinitionen zu den Störereignissen 76

2.5.1 Gesetzlich definierte Grundbegriffe 76

2.5.2 Grundbegriffe nach KTA-GS-58 85

2.5.3 Störfallanalysen - Wichtige Begriffe 89

2.6 Anforderungen der IAEA 90

2.6.1 Das Schutzziel, Sicherheitskonzepte und Sicherheitsgrundsätze 90
2.6.2 Gesetzliches Regelwerk und regulatorische Überwachung 90
2.6.3 Das Managementsystem und Nachweis der Sicherheit 91
2.6.4 Standortwahl für die Anlage 91
2.6.5 Planung der Anlage 91
2.6.6 Bau der Anlage 92
2.6.7 Inbetriebnahme der Anlage 92
2.6.8 Betrieb der Anlage 92
2.6.9 Stilllegung der Anlage 92
2.7 Zusammenfassung 93

3 Methodik der Störfallanalyse 95
3.1 Rechtliche Grundlagen 95
3.2 Übertragbarkeit der Vorgehensweise nach Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren auf Brennstoffkreislaufanlagen 97
3.2.1 Gemeinsamkeiten und Unterschiede in der Charakteristik von Kernkraftwerken und Brennstoffkreislaufanlagen 97
3.2.2 Probabilistische Einordnung von Störfällen und Restrisikoereignissen ... 100
3.2.3 Kategorisierung von Ereignissen 100
3.2.4 Auswirkungen der aktuellen Rechtsprechung auf die atomrechtliche Genehmigungspraxis von Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung 105
3.3 Störfallanalyse im Kontext der Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen 106
3.3.1 Störfallanalyse für Urananreicherungsanlagen 107
3.3.2 Störfallanalyse für Brennelementfabriken (LWR) 108
3.4 Störfallanalyse im Kontext der Sicherheitstechnischen Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern 111
3.5 Grundsätzliche Elemente einer Störfallanalyse 114
3.5.1 Vorgehensweise bei einer DSA 116
3.5.2 Vorgehensweise bei einer PSA 117
3.6 Vollständigkeit einer Störfallereignisanalyse 119
3.7 Nachanalyse eingetretener Störfallereignisse 120
3.8 Vorausanalyse möglicher Störfallereignisse 122

3.8.1 Ereignisbaumanalyse (ETA) 124
3.8.2 Fehlerbaumanalyse (FTA) 127
3.9 Systemanalyse 129
3.10 Auswertung von Betriebserfahrungen und ganzheitliche Ereignisanalyse 138
3.11 Berücksichtigung von menschlichen Eingriffen in den Störfallereignisablauf 141
3.11.1 Kategorisierung von Personalhandlungen und menschlichen Fehlern ... 142
3.11.2 Methoden der menschlichen Zuverlässigkeitsanalyse 145
3.12 Berechnung der Auswirkungen von Störfallereignissen 150
3.13 Modelle der Ergebnisbewertung 160

Literaturverzeichnis 169

Abbildungsverzeichnis 195

Tabellenverzeichnis 199

A Anhang A: Periodische Sicherheitsüberprüfung für Anlagen der Nuklearen Versorgung 201
A.1 Einleitung 201
A.2 Abgrenzung der resultierenden wissenschaftlichen-technischen Anforderungen auf Basis von §§ 7 (2) und 19a (3), (4) AtG 202
A.3 Überprüfung der sinngemäßen Übertragbarkeit der BMUKN-Leitlinien zur PSÜ für Kernkraftwerke und für Zwischenlager auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung 209
A.4 Ausbau der bestehenden Methodik zur Bewertung und Analyse von Ereignissen im Hinblick auf die Anforderungen des AtG 225
A.5 Spezifizierung erster Ansätze zur Problemlösung und Überprüfung auf Eignung zur Anwendung auf Einrichtungen zur Kernbrennstoffversorgung 229
A.6 Zusammenfassung 235

B Anhang B: Periodische Sicherheitsüberprüfung für Anlagen der Nuklearen Versorgung im Ausland 237

B.1 Periodische Sicherheitsüberprüfung, IAEA-Anforderungen 237
B.2 Periodische Sicherheitsüberprüfung von Ländern innerhalb Europas 238
B.2.5 PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen in Belgien 247
B.3 Periodische Sicherheitsüberprüfung im außereuropäischen Ausland..... 252

C Anhang C: Vergleich des Handbuch zur Störfallanalyse der GRS mit internationalen Werken und Prüfung der Übertragbarkeit der Informationen auf deutsche Anlagen 259
C.1 Freisetzung Uranhexafluorid 260
C.2 Einfachen Konzentrationsabschätzungen bei Schadstofffreisetzungen.. 276
C.3 Gefahrenbewertungsstudien (Hazard Evaluation Studies) 281

1 Die nukleare Ver- und Entsorgung

Der nukleare Brennstoffkreislauf bezeichnet alle Prozesse, die der Versorgung der Leistungs- und Forschungsreaktoren mit Kernbrennstoffen dienen und die zur Entsorgung des ausgedienten Kernbrennstoffes notwendig sind. Beginnend mit der Uranerzgewinnung erstreckt sich der Brennstoffkreislauf über die Anreicherung, die optionale Wiederaufarbeitung bis hin zur Zwischen- und Endlagerung (siehe Abb. 1.1).

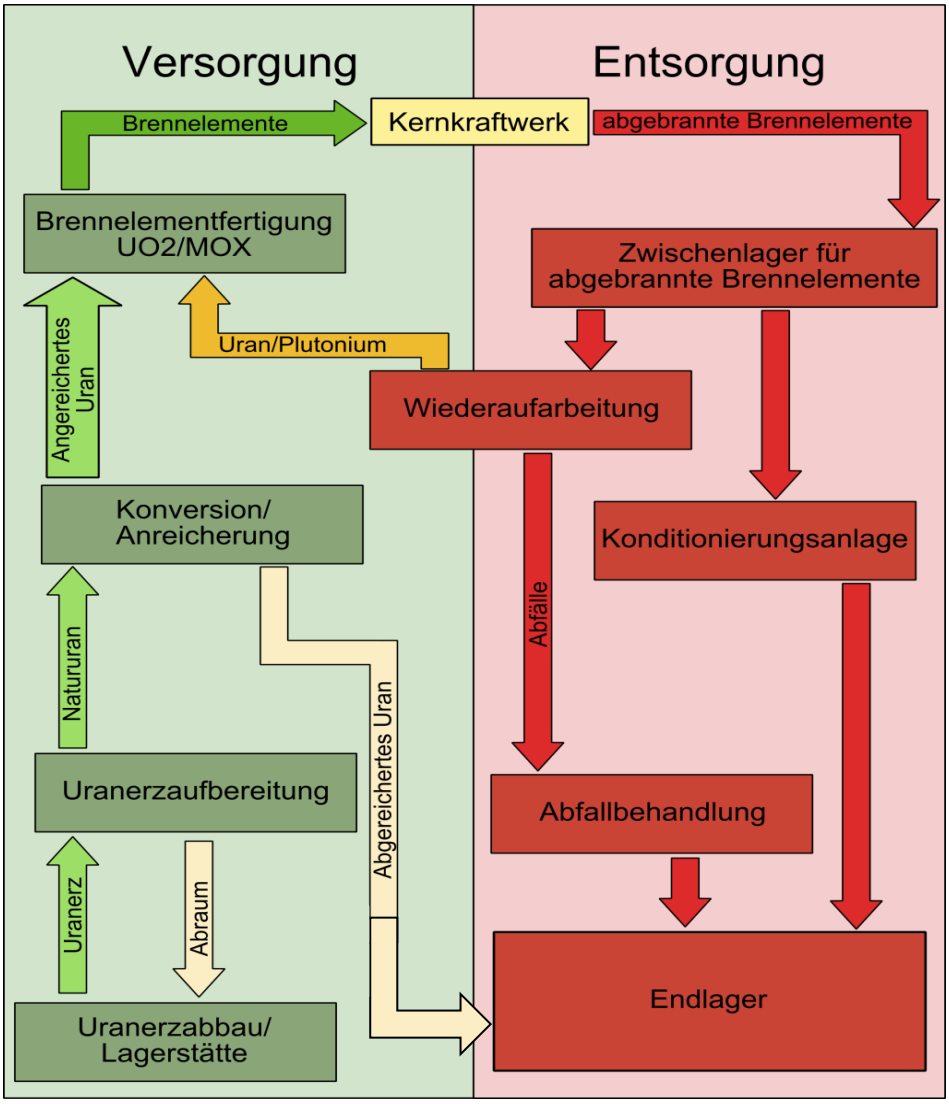

Abb. 1.1 Übersicht des nuklearen Brennstoffkreislaufs mit Hervorhebung der Ver- und Entsorgungsprozesse

Den jeweiligen nationalen Rahmenbedingungen entsprechend, existieren zwei Versorgungsstrategien. Der offene Brennstoffkreislauf („*once-through*“), wie er derzeit z. B. in Deutschland verfolgt wird, sieht den einmaligen Gebrauch von Brennelementen in einem Reaktor vor. Im Anschluss erfolgt die Zwischenlagerung bis zum Transport an ein

Endlager. Der geschlossene Brennstoffkreislauf („*closed fuel cycle*“) sieht die Wiederaufarbeitung von abgebranntem Brennstoff vor, mit dem Ziel der Rückgewinnung und Wiederverwendung von spaltbarem Uran und Plutonium. Voraussetzung dafür ist eine Wiederaufarbeitungsanlage, wie sie z. B. in La Hague (Frankreich), Rokkasho (Japan) oder Mayak (Russland) existiert. Der deutlich reduzierte Abfallstrom besteht aus einer hochradioaktiven Lösung aus Spaltprodukten und Actinoiden, welche in verglaster Form in Edelstahlkokillen abgefüllt und gelagert werden.

1.1 Die Prozessschritte der nuklearen Versorgung

Der erste Schritt der nuklearen Versorgung ist die Gewinnung von Uran. Dieses liegt zum einen in Form von Erz im Boden vor, das bergbautechnisch abgebaut wird. Zum anderen bestehen Uranvorkommen im Meerwasser gelöst, die die festen Vorkommen um mehrere Größenordnungen übertreffen und dessen Gewinnung bereits experimentell demonstriert wurde. Da die Kostenabschätzung einer großtechnischen Anlage den aktuellen Uranpreis um mehr als das Doppelte übertrifft, wird diese Methode bisher nicht angewendet. Nach einer Reihe chemischer und physikalischer Verarbeitungsschritte kann das gewonnene Uran dann zumeist in Form von Urandioxid zu Pellets verarbeitet und in den Brennelementen für Kernreaktoren genutzt werden.

1.1.1 Uranvorkommen

Die durchschnittliche Konzentration von Uran in der Erdkruste beträgt 0,0003 %. Es sind etwa 100 Uranerze bekannt, von denen die meisten 0,1 bis 1 % Uran enthalten. Die für den Abbau wichtigsten Erze sind z. B. Uraninit oder Pechblende (UO_2; Urangehalt 60 - 90 %), Becquerelit ($2\ UO_3 \times 3\ H_2O$; 74 % Uran), Uraninit, Broeggerit, Cleveit ($UO_2 \times UO_3$; 48 – 75 % Uran; 0,5 – 12 % Thorium) und Thorianit ($(Th, U)O_2$; 4 - 28 % Uran; 60 - 90 % Thorium). Im Mittel liegen in den Lagerstätten Urankonzentrationen von 0,1 bis 0,5 % vor, im Norden Kanadas in der Mine „McArthur River“ sogar bis zu 20 %.

Die nach heutigen Maßstäben abbauwürdigen Lagerstätten enthalten schätzungsweise 5,9 Mio. Mg Uran (siehe Tab. 1.1). Das größte, bislang allerdings vernachlässigbar erschlossene Uranvorkommen stellt das Meerwasser dar (0,003 ppm; Gesamtgehalt 4×10^9 Mg). In der japanischen Raffinieranlage „Niures“ wurden im Jahr 2010 10 Mg U_3O_8 aus Meerwasser gewonnen.

Tab. 1.1 Übersicht über die weltweiten Uranvorkommen Stand 2013 /WNA 16/

Land	Mg Uran	Anteil am Gesamtvorkommen
Australien	1.706.100	29%
Kasachstan	679.300	12%
Russland	505.900	9%
Kanada	493.900	8%
Niger	404.900	7%
Namibia	382.800	6%
Südafrika	338.100	6%
Brasilien	276.100	5%
USA	207.400	4%
China	199.100	4%
Mongolei	141.500	2%
Ukraine	117.700	2%
Usbekistan	91.300	2%
Botswana	68.800	1%
Tansania	58.500	1%
Jordanien	33.800	1%
Andere	191.500	3%
Welt gesamt	5 902 500	

Der größte Uranproduzent der Welt im Jahr 2014 war Kasachstan mit 37,8 % der Weltproduktion, gefolgt von Kanada mit 15,6 % und Australien mit 10,6 % (siehe Tab. 1.2). In Abb. 1.2 ist der zeitliche Verlauf der weltweiten Uranproduktion dargestellt. In den neunziger Jahren ist ein starker Rückgang erkennbar, welcher auf das Ende des Kalten Krieges zurückzuführen ist. Im Zuge der nuklearen Abrüstung wurden sukzessive Teile der Militärbestände dem Markt zugeführt und für die Energiegewinnung in kommerziellen Kernkraftwerken genutzt. Ab 1999 stieg die weltweite Produktion wieder stetig an und erreichte 2008 das Niveau von 1990.

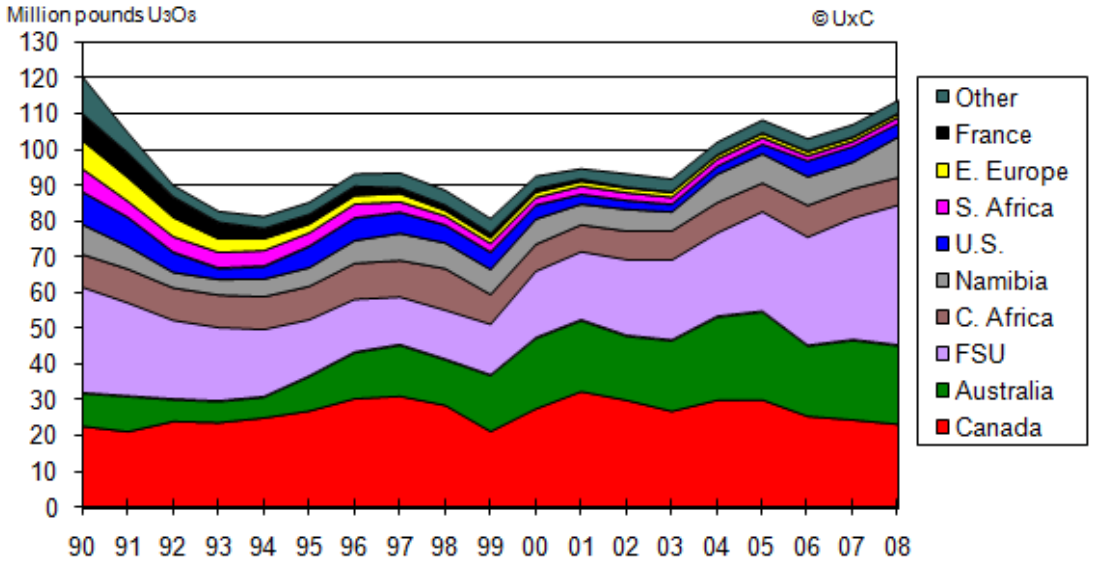

Abb. 1.2 Weltweite Uranproduktion von 1990 bis 2008 nach Ländern (Quelle: Ux Consulting Company LLC, /UXC 15/)

Tab. 1.2 Weltweite Uranproduktion aus Minen im Jahr 2014 in Mg /WNA 16/

Land	Produktion (Mg U)	Anteil an der Gesamtproduktion
Kasachstan	23 127	41,1
Kanada	9134	16,2
Australien	5001	8,9
Niger	4057	7,2
Namibia	3255	7,2
Russland	2990	5,7
Usbekistan	2400	4,2
USA	1919	3,4
China	1500	2,6
Malawi	369	0,6
Ukraine	926	1,6
Südafrika	573	1,0
Indien	385	0,7
Tschechien	193	0,3
Brasilien	198	0,3

Land	Produktion (mg U)	Anteil an der Gesamtproduktion
Rumänien	77	0,1
Pakistan	45	0,1
Deutschland	33	0,0
Welt gesamt	56 217	

Wie in Abb. 1.3 zu sehen, bleibt die Nachfrage nach Uran weltweit in den letzten 10 bis 15 Jahren nahezu konstant. Laut /WNA 16/ beträgt der geschätzte Jahresbedarf 2015 77 000 t Uran. Auf lange Sicht kann die Nachfrage bei sinkenden Reserven nur über steigende Preise gedeckt werden, die es ermöglichen derzeit unwirtschaftliche Vorkommen wieder zu öffnen oder neu zu erschließen.

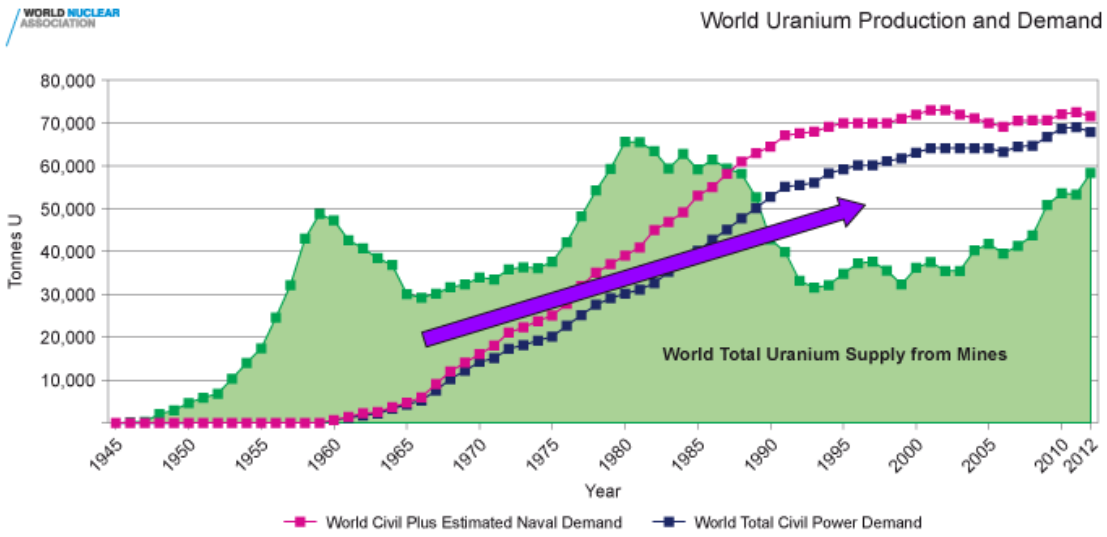

Abb. 1.3 Entwicklung von Produktion und Nachfrage von Uran von 1945 bis 2012 (Quelle: World Nuclear Association, /WNA 16/)

1.1.2 Uranabbau

Uranerze werden ober- oder unterirdisch gefördert. Neben klassischen Bergwerken und Tagebauen hat die Methode des „In Situ Leach Mining“ (ISL), dem Lösungsbergbau, immer mehr an Bedeutung gewonnen. Mittlerweile wird mit dem ISL-Verfahren weltweit ca. 41 % der derzeitigen Uranerz-Förderung umgesetzt. Das Verfahren sieht das Einpumpen der Lösungsmittel für Uran direkt in das Flöz vor. Die angereicherte Lösung wird andernorts wieder abgepumpt. An der Oberfläche wird das gelöste Uran extrahiert (siehe saure und alkalische Laugung Kap. 1.1.3). Auf diese Weise wird der aufwendige Förderprozess umgangen und es entstehen keine Erzbruchabfälle und Tailings. Dafür muss

jedoch die Permeabilität des Wirtsgesteins in geeigneten Grenzen liegen und es muss ein Eindringen in die Grundwasserversorgung des Menschen ausgeschlossen werden.

Die zehn größeren Uranminen sind in Tab. 1.3 aufgeführt. Die drei größten Uranminen der Welt sind McArthur River (Kanada), Tortkuduk & Moinkum (Kasachstan) und Olympic Dam (Australien). Das größte Uranvorkommen der Welt befindet sich im Norden Kanadas und wird unter Tage in der Mine McArthur River erschlossen. Der größte Urantagebau der Welt ist die Ranger Mine im Norden Australiens /ABC 11/.

Tab. 1.3 Die zehn größten Uranminen der Welt und ihre Uranproduktion in [Mg/a], Stand 2010 /WNA 16/

Mine	Land	Haupteigner	Typ	Produktion (MgU)	% Welt
McArthur River	Kanada	Cameco	underground	7356	13
Tortkuduk & Moinkum	Kasachstan	Katco JV/Areva, Kazatomprom	ISL	4322	8
Olympic Dam	Australien	BHP Billiton	by-product/ underground	3351	6
SOMAIR	Niger	Areva	open pit	2331	5
Budenovskoye 2	Kasachstan	Karatau JV/Kazatomprom, Uranium One	ISL	2084	4
South Inkai	Kasachstan	Betpak Dala JV/Uranium One, Kazatomprom	ISL	2002	4
Priagunsky	Russland	ARMZ	underground	1970	4
Langer Heinrich	Namibia	Paladin	open pit	1947	4
Inkai	Kasachstan	Inkai JV/Cameco, Kazatomprom	ISL	1922	3
Central Mynkuduk	Kasachstan	JSC Ken Dala, Kazatomprom	ISL	1790	3
Top 10 Gesamt				29,075	54%

1.1.3 Uranerz-Aufbereitung

Wie zu Beginn von Kap. 1.1.1 erwähnt, liegt Uran nicht in reiner Form in der Erde vor, sondern als Verbindung in Erzen mit einem Urananteil typischerweise bis zu 1 %. Um das Uran zu gewinnen, wird das Erz zunächst in Walzmühlen mechanisch zerkleinert. Dieses Aufbrechen bringt das Erz auf eine Korngröße von ca. 19 mm. Im nächsten Schritt wird die mechanische Zerkleinerung über Schleifmühlen fortgeführt bis das geförderte Erz als gemahlenes Pulver vorliegt. Aufgrund der Aktivität bzw. Suszeptibilität kann durch mechanische Anreicherungsverfahren, wie Flotation oder Trennung, eine Urankonzentration des Pulvers von 5 bis zu 30 % erreicht werden. Aus diesem leicht aufkonzentrierten Erz-Sand wird anschließend das Uran ausgelaugt. Diese Laugung kann sauer oder basisch erfolgen.

Das Verfahren des sauren Aufschlusses ist am weitesten verbreitet. Das gemahlene Erz wird typischerweise mit Schwefelsäure (H_2SO_4) und je nach Trägergestein mit einem Oxidationsmittel wie z. B. Wasserstoffperoxid H_2O_2 versetzt. Das Uran wird herausgelöst und liegt als gelöste Uran-Schwefelverbindung vor.

$$UO_3^{(fest)} + 2H^{+\,(flüssig)} \rightarrow UO_2^{2+\,(flüssig)} + H_2O \qquad (1.1)$$

$$UO_2^{2+\,(flüssig)} + 3SO_4^{2-\,(flüssig)} \rightarrow UO_2(SO_4)_3^{4-\,(flüssig)} \qquad (1.2)$$

In hintereinander geschalteten Sedimentationsbecken und Filteranlagen wird die Uranlösung von den Gesteinsanteilen separiert. Die dabei anfallenden Sedimentationsrückstände werden meist vor Ort deponiert. Die Lösung wird im nächsten Schritt aufkonzentriert. Dabei kommen zwei Extraktionsverfahren zur Anwendung: Über Ionentauscher und über Lösungsmittel; letzteres ist das gebräuchlichere Verfahren. Über das tertiäre Amin[1] R_3N des Ammoniaks NH_3 wird der Urankomplex $[UO_2(SO_4)_3]^{4-}$ in die organische Phase überführt.

[1] Bei Aminen handelt es sich um Abkömmlinge des Ammoniaks, bei dem die Wasserstoffatome durch Kohlenstoffverbindungen ersetzt sind.

Reaktion mit Schwefelsäure zu Aminsulfat:

$$2R_3N^{(org)} + H_2SO_4^{(flüssig)} \rightarrow (R_3NH)_2 + SO_4^{(org)} \quad (1.3)$$

Überführen des Uranyl-Ions in die organische Phase:

$$(R_3NH)_2 + SO_4^{(org)} + UO_2(SO_4)_3^{4-\,(flüssig)} \rightarrow$$
$$(R_3NH)_4\,UO_2(SO_4)_3^{\,(org)} + 2SO_4^{2-\,(flüssig)} \quad (1.4)$$

Im nächsten Schritt werden die Lösungsmittel ausgedampft. Das dabei entstehende Ammoniumdiuranat $(NH_4)_2U_2O_7$ (ADU) wird mit Ammoniak, welches die Lösung neutralisiert, ausgefällt. Um die Effizienz und den Reinheitsgrad zu erhöhen, werden Mehrfachextraktionen durchgeführt.

Alternativ kann je nach Gesteinstyp auch die basische (alkalische) Laugung durchgeführt werden. Anstatt einer Säure wird das Erz mit einer Lauge, wie beispielsweise Natriumcarbonat Na_2CO_3, aufgeschlossen. Anschließend wird über ein Oxidationsmittel, wie Natriumchlorat $NaClO_3$, unter Hitze und Druck das Uran gelöst.

Auflösen:

$$UO_3 + 2Na_4CO_3 = (Na_4)_2[UO_2(CO_3)_2] + H_2O \quad (1.5)$$

Die Lösung mit den dabei entstehenden Urankomplexionen Uranyltricarbonat $[UO_2(CO_3)_3]^{4-}$ und Uranyldicarbonat $[UO_2(CO_3)_2]^{2-}$ wird anschließend ebenfalls über Sedimentationsbecken und Filter von den festen Bestandteilen getrennt. Die festen Bestandteile müssen entsorgt werden. Durch Zusatz von Natriumhydroxid wird Natriumdiuranat $Na_2U_2O_7$ ausgefällt. Mittels Tri-n-butyl-phosphat $C_{12}H_{27}O_4P$ (TBP) in Kerosin wird der Urankomplex extrahiert. Anschließend wird mit verdünnter Salpetersäure (HNO_3) rückextrahiert und aufkonzentriert. Dabei entsteht Uranylnitrat-Hexahydrat $UO_2(NO_3)_2 \times 6H_2O$ (UNH). Um den Reinheitsgrad zu erhöhen, werden Mehrfachextraktionen durchgeführt.

Abb. 1.4 Yellow Cake (Quelle: World Nuclear News, /WNN 11/)

Durch Erwärmung von ADU entsteht das Triuranoktoxid U_3O_8 in Form eines gelben Pulvers. Der Urangehalt beträgt darin 60 bis 80 %. Aufgrund seiner Farbe und Konsistenz wird dieses Produkt auch „Yellow Cake“ genannt (siehe Abb. 1.4). Der Begriff „Yellow Cake“ wird im Allgemeinen für die ausgefällten Urangemische aus der Erzaufbereitung (ADU und UNH), die sogenannten „Diuranate“ verwendet. Nach /OEC 05/ bezeichnet es jedoch ausschließlich das konvertierte ADU.

Nach Tab. 1.2 wurden 2014 ca. 54 000 Mg Uran abgebaut. Bei einer mittleren Anreicherung von 1 % entspricht das einem Abfallanteil von ca. 5,9 Mio. Mg. Die gröberen Abfälle aus der mechanischen Zerkleinerung finden als Schotter Verwendung. Die Rückstände aus der chemischen Verarbeitung werden in Form von Schlämmen in großen oberirdischen Becken gelagert. In diesen Schlämmen befindet sich noch ein Anteil von 30 bis 40 % Uran. Somit reichern sich auch die Zerfallsprodukte, darunter ^{226}Ra, ^{224}Ra, ^{210}Po und ^{232}Th, in diesen Schlämmen an. Besondere Beachtung liegt dabei auf dem gasförmigen Radon. In diesen Rückständen finden sich zumeist auch nicht radioaktive, chemotoxische Schwermetalle wie z. B. Arsen. Winde können oberflächennahe Nuklide in die Umgebung verteilen.

1.1.4 Konversion

Das Endprodukt aus der Erzaufbereitung ist der „Yellow Cake“, welcher größtenteils aus U_3O_8 und anderen Uranoxiden besteht. Für die Anreicherung, die für

Leichtwasserreaktor-Brennstoff den Gehalt des Isotops ^{235}U von den natürlichen 0,7 % auf 3 bis 5 % anhebt, muss das Uran in eine gasförmige Form gebracht werden. Hierfür wird eine Uran-Fluorverbindung, das Uranhexafluorid (UF_6) verwendet. Fluor eignet sich als Bindungspartner, da es sich leicht an Uran binden und wieder lösen lässt, und zudem monoisotopisch, d. h. ausschließlich als ^{19}F vorliegt. Vor der Konversion muss der Urangehalt im Yellow Cake von den typischen 60 bis 80 % erhöht werden.

In einem ersten Schritt wird das U_3O_8 in Salpetersäure gelöst und Uranylnitrat $UO_2(NO_3)_2$ erzeugt. Um Verunreinigungen zu entfernen, werden in einem Gegenstromextraktionsverfahren (auch „Mixer-Settler"-Verfahren genannt) Unreinheiten wie Thorium, Wolfram oder Molybdän im Raffinat gebunden. Als Lösungsmittel wird größtenteils in Kerosin gelöstes Tri-n-Butylphosphat (TBP) eingesetzt (siehe Abb. 1.5).

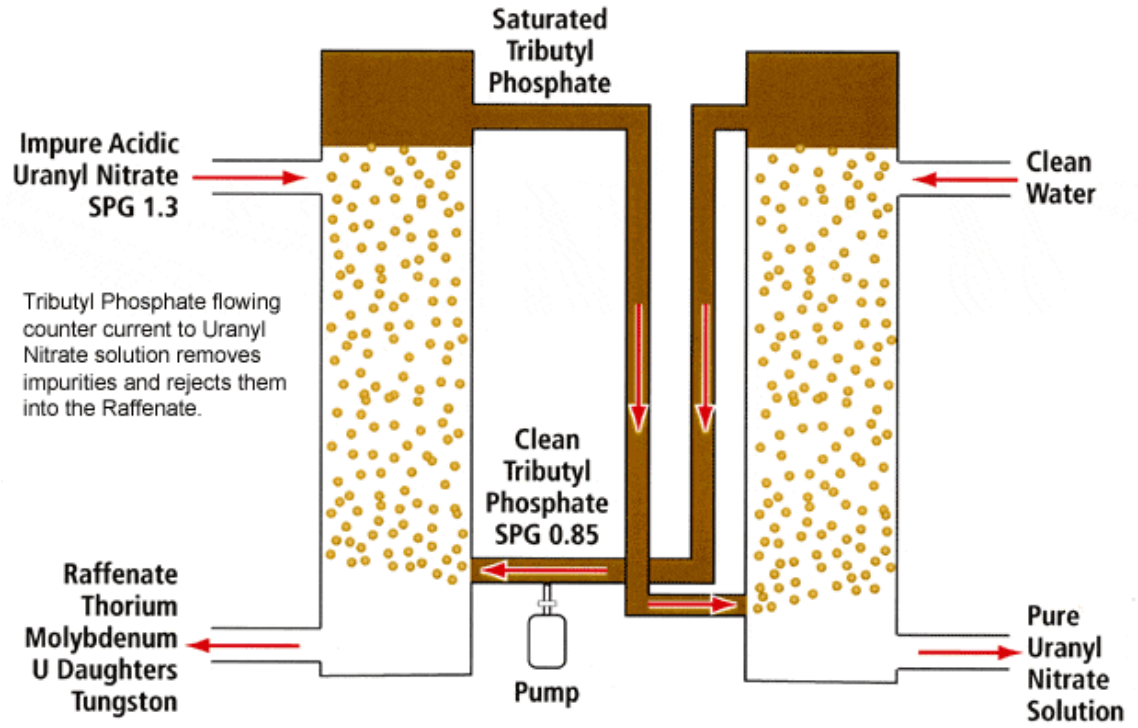

Abb. 1.5 Schematische Darstellung einer Gegenstromextraktionsanlage zur Gewinnung von gereinigter Uranylnitratlösung (Quelle: Depleted UF_6 Management Information Network /DUF 11/)

Die so gereinigte Uranylnitratlösung wird mit Ammoniumhydroxid (NH_4OH) versetzt, so dass, wie bei der sauren Laugung (siehe Kap. 1.1.3) Ammoniumdiuranat (ADU) entsteht und ausfällt. Durch Zugabe von Salpetersäure wird der Ammoniakanteil gelöst und es entsteht Urantrioxid UO_3. Durch Zugabe von Wasserstoff wird es zu Urandioxid reduziert.

$$UO_3 + H_2 \rightarrow UO_2 + H_2O \quad (1.6)$$

Das nicht angereicherte Urandioxid kann in der gegebenen Isotopenzusammensetzung als Brennstoff für CANDU-Reaktoren genutzt werden. Für den Einsatz in Leichtwasserreaktoren sind noch weitere Prozessschritte notwendig. Zunächst wird das pulverförmige Urandioxid mit Flusssäure bei einer Temperatur von 300 bis 500 °C hydrofluoriert und es entsteht Urantetrafluorid. Die Reaktion findet in Wirbelschicht- oder Drehrohröfen statt.

$$UO_2 + 4HF \rightarrow UF_4 + 2H_2O \quad (1.7)$$

Anschließend wird das Urantetrafluoridpulver mit gasförmigem Fluor (F_2) bei 500 °C versetzt und reagiert zu gasförmigen Uranhexafluorid UF_6.

$$UF_4 + F_2 \rightarrow UF_6 \quad (1.8)$$

Im letzten Prozessschritt wird das Uranhexafluorid auf -10 °C abgekühlt und in kristalliner Form in Transport- bzw. Lagerbehälter überführt.

Die größten Konversionsanlagen werden in Russland, den USA, Frankreich und Kanada betrieben. Des Weiteren wird noch in China und Brasilien Uranerz in UF_6 konvertiert. Die jährliche Gesamtproduktion betrug im Jahr 2015 circa 46.320 Mg UF_6 /WNA 16/.

Tab. 1.4 Die fünf größten Betreiber von Konversionsanlagen und ihre Jahresproduktion 2015 /WNA 16/

Land	Ort	Betreiber	Mg UF_6/Jahr
Russland	Irkutsk & Seversk	JSC (Atomenergoprom)	12.500
USA	Metropolis	Converdyn	10.500
Frankreich	Tricastin	Comurhex (Areva)	10.500
Kanada	Port Hope, Ont	Cameco	8.750
China	Lanzhou	CNNC	4000

1.1.5 Anreicherung

Mit seinem natürlichen Isotopenverhältnis von 0,7 % ^{235}U ist Natururan als Brennstoff für Leichtwasserreaktoren nicht geeignet. Natururan kann nur in Schwerwasserreaktoren (z. B. ***CAN****ada* ***D****euterium* ***U****ranium-Reactor)* oder gasgekühlten und graphitmoderierten

Magnox-Reaktoren (***Mag****nesium-****N****icht-****OX****idierend*)) direkt als Brennstoff verwendet werden.

Circa 90 % der weltweit betriebenen Kernkraftwerke sind Leichtwasserreaktoren /OEC 05/. Um Uran als Brennstoff dafür nutzen zu können, muss es angereichert werden. Darunter ist das Anheben des Anteils des Isotops ^{235}U von den natürlichen 0,7 % auf 3 bis 5 % zu verstehen. Das ^{235}U ist thermisch spaltbar, und die erhöhte Konzentration notwendig, um die Kettenreaktion in einem Reaktor aufrecht zu erhalten. Es gibt derzeit zwei großindustriell genutzte Verfahren zur Anreicherung von Uran: das Gaszentrifugen- und das Diffusionsverfahren. Daneben existieren noch weitere, wie das Trenndüsenverfahren oder die Laseranreicherung (siehe Tab. 1.5). Die Methodik der gängigen Anreicherungsverfahren basiert auf den unterschiedlichen Massen der Uranisotope ^{235}U und ^{238}U. Der Massenunterschied beträgt dabei nur 0,85 % und liegt in der Größenordnung von 10^{-27} kg (Isotopengewichte von ^{238}U, ^{235}U und ^{19}F). Alle etablierten Trennverfahren arbeiten mit gasphasigem Uranhexafluorid.

$$\Delta m = \frac{\{(6\times 19u+238u)-(6\times 19u+235u)\}}{(6\times 19u+238u)} \cdot 100 = 0{,}85\% \qquad (1.9)$$

Tab. 1.5 Eine Übersicht über die derzeitig angewendeten Anreicherungsverfahren /WNA 16/

Quelle	2000	2010	2015	prognostiziert 2020
Diffusion	50%	25%	0	0
Zentrifuge	40%	65%	100%	93%
Laser	0	0	0	3%
HEU aus Nuklearwaffen	10%	10%	0	4%

Zur Charakterisierung der Effizienz der Anreicherung wird die „Urantrennarbeit“ (UTA) eingeführt. Diese hat die Dimension einer Masse und wird verwendet, um Verwechslungen mit realen Massen zu vermeiden. Im Englischen hat sich die Einheit SWU (Separative Work Unit) etabliert. Dabei gilt 1 SWU = 1kg UTA.

Für die Definition der UTA werden die Trennfaktoren definiert (siehe Abb. 1.6). Der Trennfaktor gibt an, wie hoch die Konzentrationsverschiebung in einem Trennelement (z. B. einer Gaszentrifuge) ist. Eingespeist wird Natururan, das *Feed* F. Nach dem Trennelement wird in die angereicherte Fraktion, dem *Product* P, und die abgereicherte Fraktion, den *Tails* T, unterschieden.

Für die mathematische Beschreibung wird von der Isotopenbilanz eines Trennelements ausgegangen.

$$0 = P + T - F; \quad 0 = PN_P + TN_T - FN_F \tag{1.10}$$

Umgeformt lässt sich die benötigte Menge Feed aus dem gewünschten Product und den Konzentrationsdifferenzen berechnen aus:

$$F = \frac{N_P - N_T}{N_F - N_T} \cdot P \tag{1.11}$$

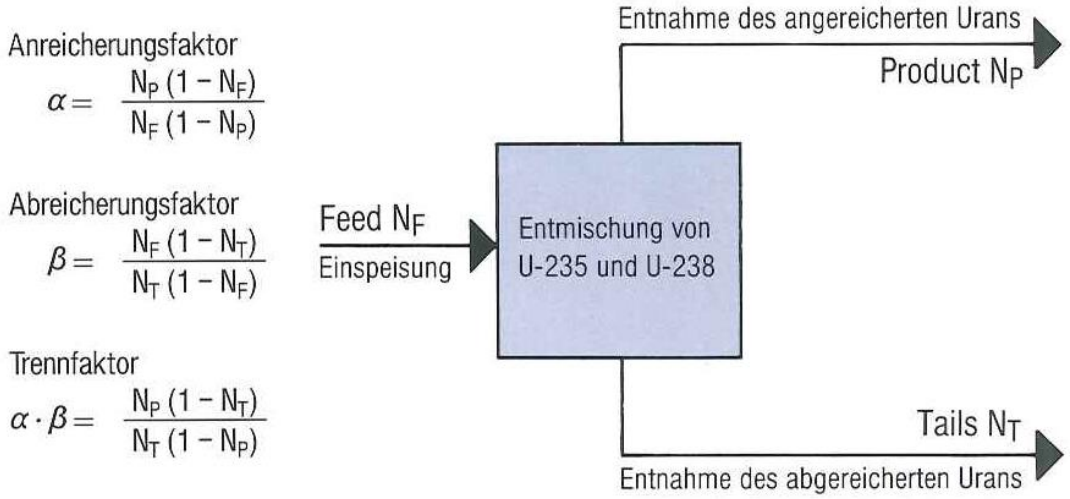

Abb. 1.6 Schematische Darstellung eines Trennelements mit den Definitionen der Trennfaktoren

Die Urantrennleistung δU wird definiert, indem den Uranströmen eine dimensionslose Wertefunktion V(N) zugeordnet wird, die nur von den jeweiligen Konzentrationen abhängt.

$$\delta U = PV(N_P) + TV(N_T) + FV(N_T) \tag{1.12}$$

Dadurch lässt sich die Urantrennleistung mit der im Trennelement vorliegenden Konzentration an ^{235}U und der durch den Durchsatz erreichten Konzentrationsänderung ermitteln. Die Lösung obiger Gleichung führt zu einer Differentialgleichung zweiter Ordnung, aus der durch zweimalige Integration die Wertefunktion hervorgeht. Bei geeigneter Wahl der Integrationskonstanten ergibt sich die folgende Form.

$$V(N)=(2N-1)\ln\left(\frac{N}{1-N}\right) \qquad (1.13)$$

Die Urantrennleistung hat die Einheit Masse/Zeiteinheit. Die Urantrennarbeit UTA ist das Produkt der Trennleistung mit der Zeit.

Das Diagramm in der Abb. 1.7 zeigt die UTA als Funktion des erzielten Anreicherungsgrades. Die Kurve in der Abb. 1.8 zeigt, welche verschiedenen „Product"-Anreicherungen sich aus einer Tonne Feed, bei entsprechender UTA herstellen lassen /WNA 16/. Bei der Produktion von Leichtwasserreaktorbrennstoff mit 4 bzw. 5 % Anreicherung entstehen aus einer Tonne Feed 880 bzw. 870 kg Tails.

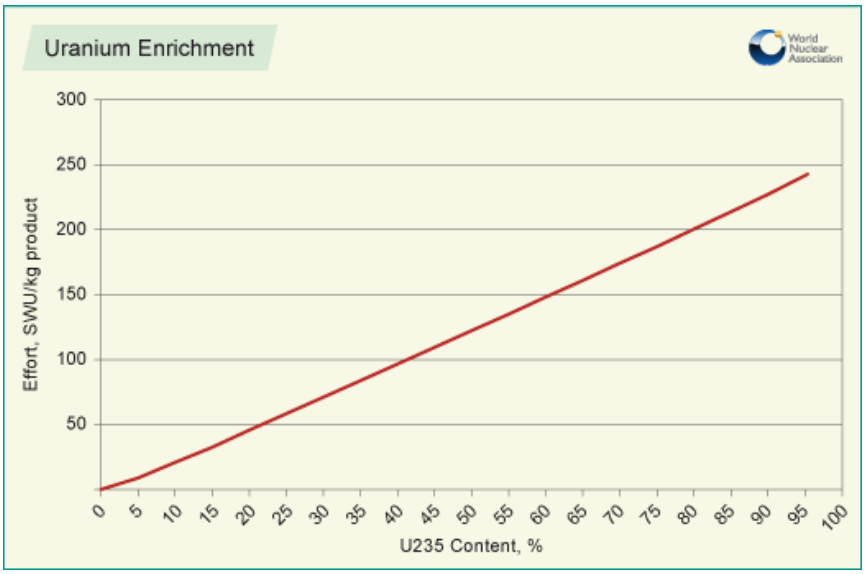

Abb. 1.7 Urantrennarbeit als Funktion der erzielten Anreicherung (Quelle: World Nuclear Association, /WNA 16/)

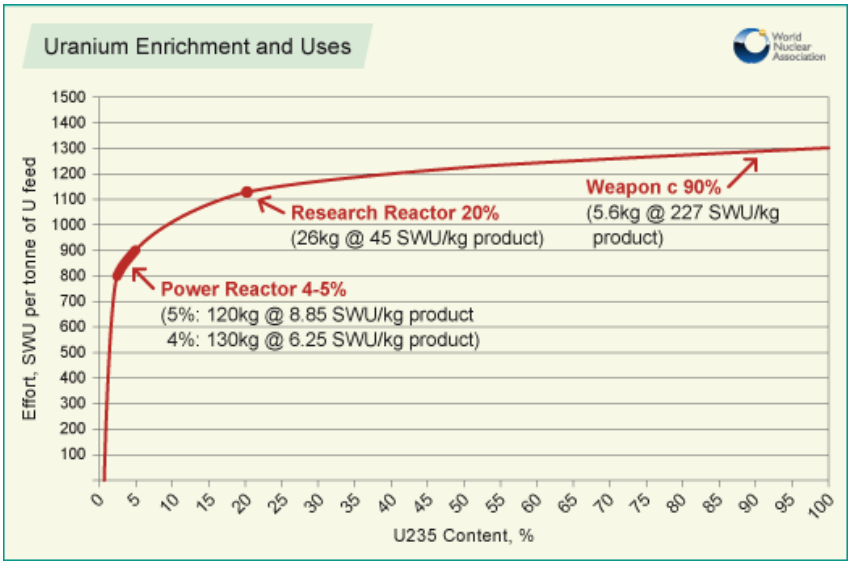

Abb. 1.8 UTA pro Tonne Ausgangsprodukt (Feed) über die Zielanreicherung (Quelle: World Nuclear Association, /WNA 16/)

Anreicherungsverfahren

Die Anreicherung in Gaszentrifugen ist das derzeit am häufigsten genutzte Verfahren. Das Prozessgas UF_6 wird in eine Zentrifuge geleitet, die mit hoher Geschwindigkeit (50.000 bis 70.000 Umdrehungen/Minute) rotiert. Durch Reibung an der Innenwand der Zentrifuge wird das Gas ebenfalls in Rotation versetzt. Die Zentrifugalkraft bewirkt, dass sich das schwerere ^{238}U außen anreichert und in der Nähe der Rotationsachse die Konzentration von ^{235}U zunimmt. Dieser Effekt kann verstärkt werden, wenn das radiale Konzentrationsgefälle zusätzlich von einem axialen Gefälle überlagert wird. Das kann z. B. durch einen Temperaturgradienten erreicht werden. Dadurch bildet sich ein Umstrom aus, wie in Abb. 1.9 dargestellt. Eine derartige Anlage wird als Gegenstromzentrifuge bezeichnet.

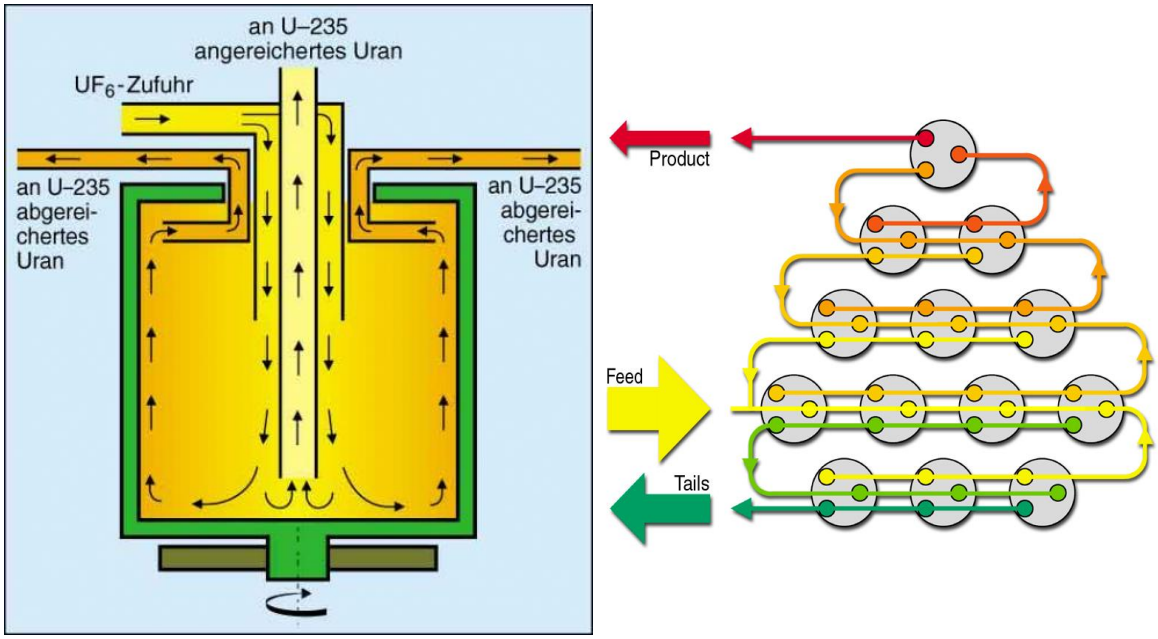

Abb. 1.9 Schematische Darstellung der Anreicherung mittels Gaszentrifugenverfahren: Gegenstromgaszentrifuge (links) und Aufbau einer Trennkaskade (rechts) (Quelle: Kernfragen.de, /KER 19/)

Durch das Driften von ^{238}U nach außen und das Zuströmen von leichterem ^{235}U erhöht sich im achsnahen Strom dessen Konzentration. Dadurch wird der wandnahe Strom abgereichert, während der achsnahe angereichert wird. Die Entnahme des (Zwischen-) Product erfolgt am Boden der Zentrifuge, während die Tails oben extrahiert werden.

Der Trennfaktor errechnet sich in Abhängigkeit der Rotorlänge L, des Rotordurchmessers d, der Rotationsgeschwindigkeit v und der Temperatur T. Weiterhin sind die Massendifferenz und die allgemeine Gaskonstante R zu berücksichtigen.

$$\alpha \cdot \beta = \left[\frac{(M_{238} - M_{235}) v^2}{2RT} \frac{L}{d} \sqrt{2} \right] \qquad (1.14)$$

Typische Trennfaktoren für Gaszentrifugenanlagen liegen bei 1,24. Um die Effizienz zu steigern, werden die einzelnen Zentrifugen in Kaskaden hintereinandergeschaltet (siehe Abb. 1.9 rechts). Durch den hohen Druckgradienten aufgrund der Zentrifugalkraft, dem damit verbundenen hohen Druck an den Wänden und durch den Staudruck des rotierenden Gases kann das Uran ohne zusätzliche Pumpen extrahiert bzw. eingespeist werden. Der Energieverbrauch beim Gaszentrifugenverfahren kommt hauptsächlich aus der Reibung des Rotorlagers. Der Energiebedarf liegt bei etwa 50 kWh/kg UTA.

Diffusionsverfahren

Beim Diffusionsverfahren werden die unterschiedlichen Diffusionsgeschwindigkeiten der Uranisotope ausgenutzt. Unter hohem Druck wird Prozessgas (UF_6) in eine Diffusionszelle geleitet. Die leichteren 235U-Isotope diffundieren schneller durch eine poröse Membran in der Zelle. Das Prozessgas wird als (Zwischen-) Product und als (Zwischen-) Tail abgesaugt (siehe Abb. 1.10).

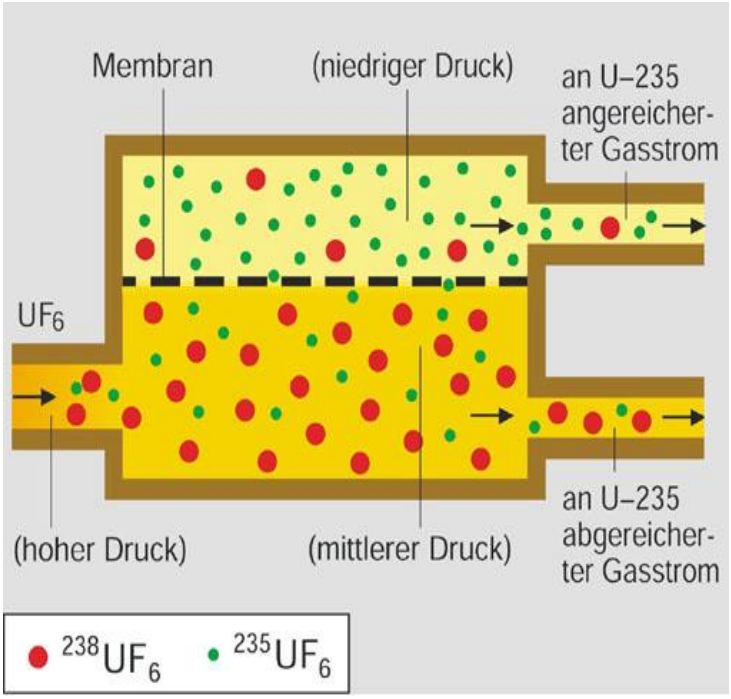

Abb. 1.10 Schematische Darstellung einer Diffusionszelle und die Wege des Prozessgases (Quelle: Kernfragen.de, /KER 19/)

Der Trennfaktor bestimmt sich in diesem Fall nicht aus der Massendifferenz, wie beim Gaszentrifugenverfahren, sondern aus dem Massenverhältnis.

$$\alpha \cdot \beta = \sqrt{\frac{M_{238}}{M_{235}}} = 1{,}00429 \qquad (1.15)$$

Dieser Trennfaktor ist sehr gering und daher müssen zahlreiche Diffusionszellen, analog dem Gaszentrifugenverfahren, in einer Kaskade hintereinandergeschaltet werden. Vor jeder Zelle muss das Prozessgas neu verdichtet werden und die Verdichtungswärme über Wärmetauscher abgeführt werden. Um eine Anreicherung von 3 bis 4 % ^{235}U zu erhalten, muss das Gas ca. 1.400 Mal durch die Zellen laufen /WNA 16/. Das macht dieses Verfahren sehr energieintensiv. Der Energiebedarf ist mit etwa 2.400 kWh/kg

UTA beim Diffusionsverfahren ca. 50-mal höher als beim Gaszentrifugenverfahren. 25 % des Weltbedarfs an angereichertem Uran werden über das Diffusionsverfahren erzeugt. Viele der bestehenden Anlagen nähern sich mittlerweile der projektierten Lebensdauer und sollen künftig durch die effizienteren Gaszentrifugen ersetzt werden (siehe Tab. 1.5).

Verbleib des abgereicherten Urans

Die abgereicherten Urananteile, die „Tails“, werden in Form von Uranhexafluorid in Lagerbehältern in groß angelegten Oberflächenlagern aufbewahrt. Die Lagerbehälter entsprechen denen, in welchen das Feed transportiert und gelagert wird. Es handelt sich typischerweise um 48“-Behälter. Der Gehalt an ^{235}U beträgt darin noch 0,1 bis 0,3 %, sodass Kritikalität ausgeschlossen werden kann. Für die industrielle Nutzung sind diese Tails unattraktiv. Abgereichertes Uran findet in metallischer Form als Ausgleichsgewicht in Flugzeugen oder als Munition für militärische Zwecke Anwendung. Ferner existieren Überlegungen, Tails in die Endlagerbehälter für hochradioaktive Abfälle einzufüllen. Dadurch würde das Volumen für zufließende Lösung (Wasser/Lauge), welche als Moderator wirken würde, reduziert und dadurch die Langzeitsicherheit bei der Endlagerung erhöht.

Eine Lagerung in Form von U_3O_8 wird ebenfalls in Betracht gezogen, da UF_6 chemisch sehr reaktiv ist und mit dem Wasser der Luft sofort zu der stark ätzenden Flusssäure HF und Uranylfluorid UO_2F_2 reagiert. Daher muss bei der Lagerung von UF_6 eine Freisetzung ausgeschlossen werden. Die Lagerung als U_3O_8-Pulver senkt zudem das Volumen. Bei der Rückkonversion wird zunächst Uranylfluorid hergestellt. Die Reaktion findet bei ca. 700 °C in einem Autoklav statt.

$$UF_6 + 2H_2O \rightarrow UO_2F_2 + 4HF \qquad (1.16)$$

Im nächsten Schritt wird unter Zugabe von Wasser und Wasserstoff Uranoktoxid hergestellt.

$$3UO_2F_2 + 2H_2O + H_2 \rightarrow U_3O_8 + 6HF \qquad (1.17)$$

Die gewonnene Flusssäure kann wiederverwertet werden. Das U_3O_8 wird in Fässern zu je 10 t gelagert. Bei der Herstellung von LWR-Brennstoff entstehen ca. 88 % Tails. Bis 2007 wurden ca. ein Viertel der 1,5 Mio. Tonnen der weltweit angefallenen Tails rückkonvertiert /WNA 16/. Die größte Anlage zur Rückkonversion wird von Areva in Tricastin

in Frankreich betrieben. Ihr jährlicher Durchsatz beträgt 20.000 t. In Selenogorsk in Russland ist eine Anlage mit 10.000 t/a in Betrieb gegangen. In den USA gibt es drei Anlagen mit einer Kapazität von 13.500 t/a, 18.000 t/a und 6.500 t/a. Als Teil einer Langzeitstrategie lagern Russland und die USA größere Mengen an abgereichertem Uran, um in Zukunft bei den wirtschaftlichen Voraussetzungen auf diese Reserve zurückgreifen zu können. Teilweise wird dies schon heute durchgeführt, denn im Zuge der ersten industriellen Anreicherungskampagnen wurden große Mengen Tails mit einem ^{235}U-Gehalt von 0,3 % erzeugt. Mit den heutigen modernen Verfahren lässt sich der Gehalt auf 0,1 % ^{235}U weiter senken /WNA 16/.

Weiterverarbeitung des angereicherten Urans

Die angereicherten Fraktionen aus der Anreicherung, das Product, wird zur Weiterverarbeitung wieder in Transport- und Lagerbehälter verfüllt. Diese Behälter sind kleiner, es werden dafür typischerweise sogenannte 30“-Behälter verwendet.

Einer der größten Produzenten von angereichertem Uran ist neben dem Land Russland die Firma URENCO mit Fabriken in Deutschland, den Niederlanden und Großbritannien. Die Produktionsmenge von angereichertem Uran in Frankreich liegt global gesehen im Mittelfeld. Die Anreicherung in der Anlage Georges Besse I bei Pierrelatte, welches auf dem Diffusionsverfahren beruhte, war sehr energie- und kostenintensiv. Der Betrieb des Werks Georges Besse wurde daher eingestellt und von der 2011 in Betrieb gegangenen Gaszentrifugen-Anreicherungsanlage Georges Besse II abgelöst. In Tab. 1.6 ist eine Übersicht der weltweiten Betreiber von Anreicherungsanlagen und ihre Jahresproduktion 2013 und 2015 in 1000 kg UTA/Jahr und mit prognostizierter Produktion für 2020 aufgelistet.

Tab. 1.6 Jahresproduktionen der weltweit größten Uranproduzenten /WNA 16/

Land	Ort und Betreiber	2013	2015	2020
Frankreich	Areva, Georges Besse I & II	5500	7000	7500
Deutschland-Niederlande-Großbritannien	Urenco: Gronau, D; Germanu; Almelo, NL; Capenhurst, UK.	14.200	14.400	14.900
Japan	JNFL, Rokkasho	75	75	75
USA	Urenco, New Mexico	3500	4700	4700
Russland	Tenex: Angarsk, Novouralsk, Selenogorsk, Seversk	26000	26578	28663
China	CNNC, Hanzhun & Lanzhou	2200	5760	10700+
Pakistan, Brasilien, Iran	verschiedene	75	100	170
Gesamt UTA		51.550	58.600	66.700
Weltweiter Bedarf		49.154	47.285	57.456

Weitere Produktionsstätten befinden sich in Brasilien in Resende, in Pakistan in Kahuta und im iranischen Natanz. Wie aus Tab. 1.6 ersichtlich, liegt der derzeitige Weltmarktbedarf unter den Produktionskapazitäten.

1.1.6 Brennelementfertigung von Urandioxidbrennstoff

Uran wird im Wesentlichen als metallischer oder als oxydischer Brennstoff verwendet. Im Folgenden sei die Herstellung von Brennstoff aus Urandioxid, von sog. *Oxidbrennstoff* beschrieben. Neben UO_2 gehören auch Mischoxidbrennstoffe zu dieser Kategorie. Diese sog. *MOX* enthalten neben Uran auch Plutoniumdioxid. Die Brennelementfertigung lässt sich in zwei Herstellungskomplexe unterteilen. Zunächst wird das UF_6 zu UO_2-Pulver konvertiert. Anschließend erfolgt die Herstellung von gesinterten Pellets und die Assemblierung zu Brennelementen.

Konversion von UF_6 zu UO_2

Zur Herstellung von Brennstoffpellets muss das Uran, welches nach der Anreicherung in Form von UF_6 vorliegt, in die Form von sinterfähigem Oxid überführt werden. Derzeit sind zwei Verfahren im Einsatz, mit denen diese Konversion im großindustriellen Maßstab durchgeführt wird. Diese sind das *nasschemische Verfahren* und die *Trockenkonversion*.

Es gibt zwei nasschemische Verfahren. Dabei liegen zum einen Ammoniumdiuranat (ADU) und zum anderen Ammoniumuranylcarbonat (AUC) als Zwischenprodukte vor.

Das *ADU-Verfahren* ist das derzeit am häufigsten angewendete Konversionsverfahren. Im ersten Schritt wird das angelieferte UF_6 mit Wasserdampf oder über eine elektrische Heizung ausgegast. In einem nachgeschalteten Behälter erfolgt mit entmineralisiertem Wasser die Hydrolyse zu Uranoxifluorid[2] (UO_2F_2).

$$UF_6 + 2H_2O \rightarrow UO_2F_2 + 4HF \qquad (1.18)$$

Die abgeschiedene Flusssäure (HF) wird in einem Abgaswäscher gereinigt und zurückgewonnen. Die Uranoxifluorid-Lösung wird in einem Fällbehälter unter Zugabe von Ammoniumhydroxid (NH_4OH) zu Ammoniumdiuranat $(NH_4)_2U_2O_7$ umgesetzt.

$$2UO_2F_2 + 6NH_4OH \rightarrow (NH_4)_2U_2O_7 + 4NH_4F + 3H_2O \qquad (1.19)$$

Durch Zentrifugieren oder Filtrieren wird die ADU-Suspension entwässert und ausgefällt. Das Filtrat wird auch hier gesondert behandelt. In einem Reduktionsofen wird das ADU unter Einwirkung von Wärme, Wasserdampf und Wasserstoff in einem Reduktionsofen stufenweise in UO_2-Pulver umgewandelt.

$$(NH_4)_2U_2O_7 \rightarrow 2UO_3 + 2NH_3 + H_2O \qquad (1.20)$$

$$UO_3 + H_2 \rightarrow UO_2 + H_2O \qquad (1.21)$$

Auch hier werden die abfiltrierten HF-Reste wiedergewonnen. In den letzten Arbeitsgängen wird das so gewonnene Pulver gemahlen, mit Binde- und Gleitmittel versetzt, vorkompaktiert, zerkleinert und abgesiebt /BMU 99/.

Das *AUC-Verfahren* umfasst fünf Verfahrensschritte. Im ersten Schritt wird das gasförmige UF_6 in Ausdampfstationen mit Wasserdampf auf ca. 100 °C erhitzt. Das ausdampfende UF_6 wird im zweiten Schritt mittels einer wässrigen Vorlage und den Reaktionsgasen Ammoniak (NH_3) und Kohlendioxid (CO_2) zu Ammoniumuranylcarbonat ($(NH_4)_4UO_2(CO_3)_3$) umgesetzt.

[2] Heutzutage oft auch als Uranylfluorid bezeichnet.

$$UF_6 + 5H_2O + 10\ NH_3 + 3\ CO_2 \rightarrow (NH_4)_4UO_2(CO_3)_3 + 6NH_4F \quad (1.22)$$

Im dritten Prozessschritt wird die gelbe AUC-Suspension in einem Drehfilter abfiltriert. Der gefilterte Feststoff wird mit Ammoniumcarbonatlösung gewaschen, um eventuelle Fluorreste zu entfernen und mit Methanol getrocknet. Das uranhaltige Filtrat wird in der sog. Filtratbehandlung gesondert weiterverarbeitet. Im vierten Schritt wird das getrocknete AUC zersetzt und zu UO_2 reduziert. Dieser Prozess findet in Wirbelschichtöfen bei ca. 500 °C statt.

$$(NH_4)_4UO_2(CO_3)_3 + H_2 \rightarrow UO_2 + 4NH_3 + 3CO_2 + 3H_2O \quad (1.23)$$

Um das restliche Fluor zu entfernen ist eine Wasserdampfbehandlung bei 650 °C nachgeschaltet (Pyrohydrolyse). Im letzten Schritt wird das heiße UO_2-Pulver in einem weiteren Wirbelschichtbehälter (Ablasskanne) abgekühlt, anodisch oxidiert und durch Luftzugabe stabilisiert. Das UO_2-Pulver kann anschließend der Tablettenfertigung zugeführt werden /BMU 99/.

Bei der *Trockenkonversion* liegen alle Reaktionspartner in fester oder gasförmiger Form vor. Die Umsetzung von UF_6 zu UO_2 erfolgt in zwei Phasen. In der ersten Phase wird gasförmiges UF_6 unter einer auf 600 °C erhitzten Wasserdampfatmosphäre in einem Wirbelschichtofen zu UO_2F_2 umgewandelt (Hydrolyse).

$$UF_6 + 2H_2O \rightarrow UO_2F_2 + 4HF \quad (1.24)$$

In der anschließenden Defluorierung und Reduzierung wird mit Wasserstoff und Wasserdampf stabiles UO_2-Pulver hergestellt. Beide Prozesse finden im selben Wirbelschichtofen statt.

$$UO_2F_2 + H_2 \rightarrow UO_2 + 2HF \quad (1.25)$$

Das rieselfähige Pulver wird dem Wirbelschichtofen permanent entnommen. In einem nachgeschalteten Drehrohrofen wird das restliche Fluor bei 580 °C bis 730 °C entfernt. In der Abgaswäsche wird das HF zurückgewonnen. Im letzten Schritt wird das UO_2-Pulver einer Reihe von mechanischen Behandlungen unterzogen, die aus Misch-, Mahl-, Kompaktier- und Granuliervorgängen bestehen /BMU 99/.

Die trockenchemische Konversion benötigt weniger Verfahrensschritte und daher auch weniger Komponenten und weniger Personalbedarf als die nasschemische Konversion.

Ferner muss das nasschemische Verfahren im Batch-Betrieb durchgeführt werden, wohingegen die Trockenkonversion kontinuierlich gefahren werden kann. Für einen vergleichbaren Durchsatz müssen daher die Komponenten bei der nasschemischen Konversion größer ausgelegt werden oder parallele Produktionslinien betrieben werden. Beides geht mit einem höheren Energieaufwand einher. Sicherheitstechnische Vorteile bestehen bei der Trockenkonversion. So ist Kritikalität beim Nassverfahren im Allgemeinen Auslegungsstörfall, beim Trockenverfahren im Allgemeinen auslegungsüberschreitend. Während beim Nassverfahren die Lösungschemie beachtet werden muss, Moderator präsent ist und das Risiko unerwünschter Spaltstoffansammlungen größer ist, ist bei der Trockenkonversion die Gefahr der Freisetzung von Uranverbindungen oder chemischen Schadstoffen in das Gebäude oder die Umwelt durch die Einhausung der Prozessschritte deutlich verringert.

Sinterung und Assemblierung

Das pulverförmige UO_2 wird nach der abschließenden Defluorierung im Drehrohrofen stabilisiert. Dabei werden dem Pulver kontrolliert Stickstoff und Luft zugeführt. An den Kornoberflächen bildet sich U_3O_8 und stabilisiert sich. Als begrenzender Parameter dient hier das O/U-Verhältnis (stöchiometrische Verhältniszahl), welches bei UO_2 genau 2:1 und bei U_3O_8 8:3 ist. Angestrebt wird ein Wert um die 2,2. Neben der Zugabe von diversen Additiven wird dem UO_2-Pulver auch U_3O_8 beigemengt. Dies beeinflusst die Porosität der Pellets. In diesen eingeschlossenen Volumina können sich später während des Betriebs im Reaktor Spaltgase sammeln, welche auf diese Weise eingeschlossen bleiben. Nach der Überprüfung der Anreicherung wird das Pulver zu Pellets gepresst, die als *Grünlinge* bezeichnet werden. Die Grünlinge werden in einem Ofen bei ca. 1700 °C gesintert. Dabei erhalten die Pellets ihre keramische, kristalline Struktur. Die Oberflächen der Körnung werden aufgeschmolzen und es tritt ein Zusammenschrumpfen ein. Die gesinterten Pellets werden in der Endverarbeitung auf die endgültige Form geschliffen. Uranpellets für Leichtwasserreaktoren haben typischerweise einen Durchmesser von ca. 0,8 bis 1,4 cm und eine Höhe von ca. 1 bis 2 cm (siehe Abb. 1.11).

Abb. 1.11 Uranpellets typischer Größe (Quelle: Kernenergie.ch, /KCH 13/)

Die Pellets werden anschließend in Brennstäbe gefüllt, welche mit Helium druckbeaufschlagt und gasdicht verschweißt werden. Die Stäbe werden dann zu Brennelementen assembliert. In einem typischen Druckwasserreaktorbrennelement werden 16x16, 17x17 oder 18x18 Brennstäbe, abzüglich der Platzhalter für Regelstäbe, verbaut. Die Brennstäbe werden mit Abstandshaltern in ihrer Position gehalten und mit einem Kopf- und Fußstück fixiert.

Verschiedene Kernbrennstofftypen

Verschiedenen Reaktortypen werden mit unterschiedlichen Brennstofftypen betrieben. Der zum Einsatz kommende Moderator hat Einfluss auf die notwendige Anreicherung und die geometrische Form des Brennelements. Der heute weltweit am häufigsten betriebene Reaktortyp ist der Leichtwasserreaktor. Die Brennelemente sind abhängig von der Bau- und Betriebsweise des jeweiligen Reaktortyps.

Im Folgenden werden die gängigsten Brennstofftypen vorgestellt.

1.1.6.1.1 Metallischer Brennstoff

In einigen Kernreaktoren der ersten Generation wurde metallisches Natururan in einer Mischung mit Eisen und Aluminium genutzt. Das Hüllrohr bestand aus einer Magnesium-Legierung mit Bezeichnung AL 80 (neben Magnesium enthält sie die Bestandteile: 0,8 % Aluminium, 0,002 - 0,005 % Beryllium 0,008 % Calcium, 0,006 % Eisen) /TNF 96/. Diese Legierung wurde speziell dafür entwickelt, dem oxidierenden Effekt des Kohlendioxids, welches als Kühlmittel in diesem Reaktortyp eingesetzt wird, zu widerstehen. Diese

gasgekühlten, graphitmoderierten Magnox-Reaktoren (Magnesium - nicht oxidierend) wurden größtenteils in Großbritannien und Frankreich betrieben und werden heute nur noch in wenigen britischen Reaktoren und in Hochfluss-Forschungsreaktoren eingesetzt. Während des Betriebs müssen Grenztemperaturen eingehalten werden. Das Limit für das Hüllrohr liegt bei 450 °C. Dann beginnt das Material stark zu oxidieren. Die zweite Grenztemperatur ist 662 °C, bei dem Uran seine kristalline Struktur wechselt. Dies ist mit einer Volumenzunahme verbunden, wodurch der Brennstoff auf das Hüllrohr drückt und es zu irreversiblen Formänderungen der Brennelemente kommen kann. Ein weiterer Punkt der eingeschränkten Nutzung ist die geringe Anreicherung von 0,7 % ^{235}U. Damit der Betrieb eines Leistungsreaktors damit möglich ist, müssen die Reaktorkerne verhältnismäßig groß ausgelegt werden. Letztendlich ist jedoch die starke Reaktion von Uranmetall mit Wasser bei höheren Temperaturen und unter Störfallbedingungen /RIE 58/, welche zur Beschädigung der Struktur führen kann, wesentlich mitverantwortlich dafür, dass diese Brennstoffart in heutigen Reaktoren nicht verwendet wird.

Typische Brennelemente enthalten 12 kg Uran pro Brennstab, welcher eine Dicke von ca. 28 mm bei einer Länge von 965 - 1070 mm hat /TNF 96/. Die Herstellung von metallischem Brennstoff erfolgt über Urantetrafluorid. Urandioxid wird konvertiert und bei ca. 500 °C mit Magnesium oder Calcium defluoriert. Der metallische Brennstoff wird aus der Schlacke gewonnen /OEC 05/.

$$UF_4 + 2\ Mg\ [\text{oder } 2\ Ca] \rightarrow U_{metallisch} + 2\ MgF_2\ [\text{oder } 2\ CaF_2] \qquad (1.26)$$

1.1.6.1.2 Oxidbrennstoff

Oxidbrennstoff ist der am häufigsten eingesetzte Kernbrennstoff. Die Vorteile sind die hohe Schmelztemperatur (2750 °C), die geringe Reaktionsaffinität gegenüber H_2, H_2O, CO_2 und der Widerstand gegenüber dem hohen Strahlungspegel im Reaktor /NAR 01/. Urandioxid lässt sich zu festen Pellets sintern, welche sich einfach in Brennelementen assemblieren lassen. Ein Nachteil dieses Brennstoffs ist die geringe Wärmeleitfähigkeit, was den Einsatz in nur sehr dünnen Brennstäben notwendig macht. Ein weiterer Nachteil von Urandioxid ist die geringe mechanische Festigkeit gekoppelt mit einer schlechten Temperaturwechselbeständigkeit. Das führt u. a. zum plötzlichen Schwellen der Pellets bei hohen Leistungstransienten z. B. unter Störfallbedingungen. Der dadurch erzeugte Druck auf die Innenseite vom Hüllrohr führt zu Spannungen, da die Hüllrohre sich langsamer ausdehnen. Eine mögliche Extremfolge einer solchen Leistungstransiente wäre

das Versagen, der Verlust der Brennstabintegrität und die unkontrollierte Freisetzung von Brennstoff und Spaltprodukten in das Kühlmittel.

Im Laufe der Betriebsdauer im Reaktor, d. h. mit zunehmendem Abbrand, schwellen die Pellets aufgrund der Spaltproduktproduktion an. Die Urankeramik verliert an Duktilität und wird im Laufe der Zeit spröde. Schließlich bilden sich Risse und die Integrität der Pellets verringert sich. Die Assemblierung der Pellets in geeigneten Hüllrohren ist daher erforderlich. Das Hüllrohrmaterial muss einen geringen Wirkungsquerschnitt zum Einfang der schnellen und thermischen Neutronen aus der Kernspaltung haben, und dabei gleichzeitig den korrosiven Medien im Reaktor standhalten.

1.1.6.1.3 Mischoxid-Brennstoff

Ein wesentlicher Vorteil des Betriebs eines geschlossenen Brennstoffkreislaufs ist die Gewinnung des nicht gespaltenen Rest-Urans und des erbrüteten Plutoniums aus den bestrahlten Brennelementen und die damit einhergehende Verringerung des Abfallvolumens. Beides lässt sich in Mischoxid-Brennelementen (MOX) wieder in einem Reaktor einsetzen, und führt dadurch zu einer besseren Ausnutzung der natürlichen Ressourcen. Bei herkömmlichem Brennstoff werden bis zu 80 % des im Brennstoff vorhandenen ^{235}U verbraucht. Die Herstellung von Mischoxid-Brennstoff setzt die Wiederaufarbeitung voraus, auf die in Abschnitt 1.2.2 näher eingegangen wird. Das Herstellungsverfahren von Pellets aus PuO_2 und UO_2 folgt ähnlichen Prozessschritten, wie die Produktion aus reinem UO_2.

Drei Arten von Mischungen werden in der Kernenergieerzeugung verwendet. In LWR liegt der Plutoniumanteil typischerweise bei 7 - 11 %, bei der Verwendung von waffenfähigem Plutonium (> 90 % ^{239}Pu) werden nur 5 % benötigt. In schnellen Brütern werden üblicherweise Pu-Anteile von bis zu 20 % benötigt /WNA 16/.

1.1.6.1.4 Sonderbrennstoffe

In einigen Reaktoren wird Thoriumdioxid ThO_2 als Brutstoff eingesetzt. Aus dem Isotop ^{232}Th wird mit dem Einfang thermischer Neutronen über ^{233}Th und ^{233}Pa spaltbares ^{233}U erzeugt, welches im Reaktor abgebrannt wird. Die Herstellung und Verarbeitung zu Pellets erfolgt analog der UO_2-Produktion. Thoriumdioxid lässt sich allerdings an Luft sintern, was eine Schutzgasatmosphäre wie bei UO_2 oder PuO_2 unnötig macht. In Hochtemperaturreaktoren kommt Thorium in Form von beschichteten Partikeln zur

Anwendung, welche in einer Kohlenstoffmatrix eingebettet werden. Dabei werden die Brennstoffpartikel zuerst mit einer Graphit-Pufferschicht umgeben. Dieser folgt bei BISO-Partikeln ein weiterer Mantel aus Graphit, bei TRISO Partikeln ein erster Mantel aus SiC und ein zweiter Mantel aus Graphit. In diesen Kugelhaufenreaktoren wird reines Thoriumdioxid oder ein Granulat aus ThO_2 und UO_2 als Brennstoffkern (Kernel) in den Graphitkugeln eingelagert. Der Reaktorkern setzt sich aus einer großen Anzahl dieser Kugeln zusammen. Ein Vorteil dieses Konzepts ist die Be- und Entladung des Brennstoffs während des Reaktorbetriebs, da die Kugeln in keinem Brennelement assembliert sind, sondern frei vorliegen. Die Graphitumhüllung gewährleistet die Integrität des Brennstoffs auch bei höheren Temperaturen, denen Metalle nicht standhalten würden /KUM 80/. Eine wesentliche Anwendung ist der heliumgekühlte Hochtemperaturreaktor. Ein weiterer Sonderbrennstoff ist Urancarbid UC_2. Diese Keramik ist ebenfalls für die Anwendung im Hochtemperaturreaktor konzipiert.

1.1.6.1.5 Dispersionsbrennstoffe

Der Vollständigkeit halber seien an dieser Stelle noch die Dispersionsbrennstoffe erwähnt. Es handelt sich dabei um Verbundbrennstoffe, die sowohl eine metallische als auch eine keramische Komponente enthalten. Der Spaltstoff in Form von UO_2, U_3O_8, UC_2 oder U_3Si_2 ist Teil der keramischen Komponente, welche in die metallische Komponente eingearbeitet wird. Die metallischen Werkstoffe sind vorwiegend Aluminium, Edelstahl oder hochschmelzende Metalle. Beide Komponenten werden homogen vermischt und können in zahlreiche Formen überführt werden (wie z. B. durch Walzen, Pressen, Sintern). Dadurch ist es möglich, komplexe geometrische Strukturen, wie das Brennelement des FRM-II in München, oder Brennstoffplatten, wie beim ehemaligen Siemens Unterrichtsreaktor SUR-100, herzustellen.

Hüllrohrmaterialien

Als Hüllrohrmaterial haben sich drei Materialien als geeignet erwiesen. Im in Kapitel 1.1.6.1.1 bereits erwähnten Magnox-Reaktor und dem Nachfolgemodell, dem gasgekühlten AGR (Advanced Gas Cooled Reactor), kommt eine Magnesium-Legierung als Hüllrohrwerkstoff zum Einsatz, da es gute Korrosionsbeständigkeit gegenüber dem Kühlmittel CO_2 besitzt.

In einigen Forschungsreaktoren, insbesondere in Materialtestreaktoren (MTR), wird Aluminium für die Brennstäbe verwendet. Durch sein hohes Oxidationspotential bildet sich

unter Sauerstoff Di-Aluminium-Trioxid (Al_2O_3) an der Oberfläche. Diese Oxidschicht passiviert das Material und verhindert Korrosion. Durch Eloxieren (gezieltes Oxidieren in einem Elektrolyten) lässt sich dieser Effekt noch verstärken.

Die am weitesten verbreiteten Hüllrohrmaterialien sind jedoch Zirkoniumlegierungen, welche den früher häufig eingesetzten Edelstahl zunehmend ersetzten. In wassergekühlten Reaktoren wird Zirkonium aufgrund seines sehr niedrigen Neutronenabsorptionsquerschnittes, der hohen Festigkeit und der Korrosionsbeständigkeit verwendet. Reines Zirkonium tendiert zu Versprödungen, dem durch den Zusatz von Zinn entgegengewirkt wird. Durch weitere Legierungsbestandteile (Eisen, Chrom, Nickel, Niob) wird zumeist das Korrosionsverhalten und die Festigkeit beeinflusst. Wichtige Vertreter dieser sogenannten Zircaloy-Legierungen sind z. B. Zr-2 für Siedewasserreaktoren, Zr-4, ZIRLO®, Optimized ZIRLO™, M5® für Druckwasserreaktoren und Zr-1Nb (Typ E110) für WWER-Reaktoren /KUM 80/.

1.2 Die Prozessschritte der nuklearen Entsorgung

Im ersten Teil wurden die Schritte der nuklearen Versorgung beschrieben. In diesem Teil werden die nuklearen Entsorgungsschritte von der Zwischenlagerung, über den Transport und die Wiederaufarbeitung thematisiert.

1.2.1 Zwischenlagerung

Bei der Nutzung der Kernenergie fallen eine Reihe von radioaktiven Abfällen an, die auf sichere Weise entsorgt werden müssen. Obwohl es bei der Lösung der damit verbundenen Fragen eine breite Zusammenarbeit, insbesondere im Rahmen von IAEA und OECD-NEA gibt, verfolgt jedes Land seine eigene Strategie. Eine Aufgabenteilung in dem Sinne, dass z. B. mehrere Länder ein gemeinsames Endlager planen oder betreiben, wird zwar diskutiert, scheint zurzeit aber nicht realisierbar.

Die zurzeit bestehenden Entsorgungsstrategien für bestrahlte Brennelemente der verschiedenen Kernenergieländer können in die folgenden Kategorien eingeteilt werden:

- Direkte Endlagerung,
- Geschlossener Brennstoffkreislauf mit Wiederaufarbeitung,
- Noch keine endgültige Festlegung, mit (längerfristiger) Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente.

Die jährlich anfallende Menge an bestrahlten Brennelementen beträgt weltweit rund 10.500 Mg. Davon werden rund 2.000 Mg der Wiederaufarbeitung zugeführt, der Rest wird zwischengelagert. Da bedarfsdeckende Endlagerkapazitäten für bestrahlte Brennelemente nicht zur Verfügung stehen, ist die Zwischenlagerung (*storage*) als Übergangslösung die vorrangige Option für die nächsten Jahrzehnte. Ende 2009 befanden sich rund 240.000 Mg SM bestrahlter Brennelemente in den Zwischenlagern, davon etwa 90 % in Nasslagerbecken, der Rest in Trockenlagern /IAE 09b/.

Unter der Annahme, dass maximal ein Drittel der entladenen Brennelemente wiederaufgearbeitet werden, steigt die Menge an zwischenzulagernden Brennelementen jährlich um rund 8.000 Mg. Abb. 1.12 zeigt, wie sich das zu erwartende Brennelementaufkommen und die zwischenzulagernde Menge in den nächsten Jahren entwickeln werden. Da der reell erreichte Anteil an wiederaufbereiteten Brennelementen nur wenige Prozent erreicht und damit deutlich hinter dieser Prognose von 2009 zurückbleibt, ist das Aufkommen an zwischenzulagernden Brennelementen deutlich höher.

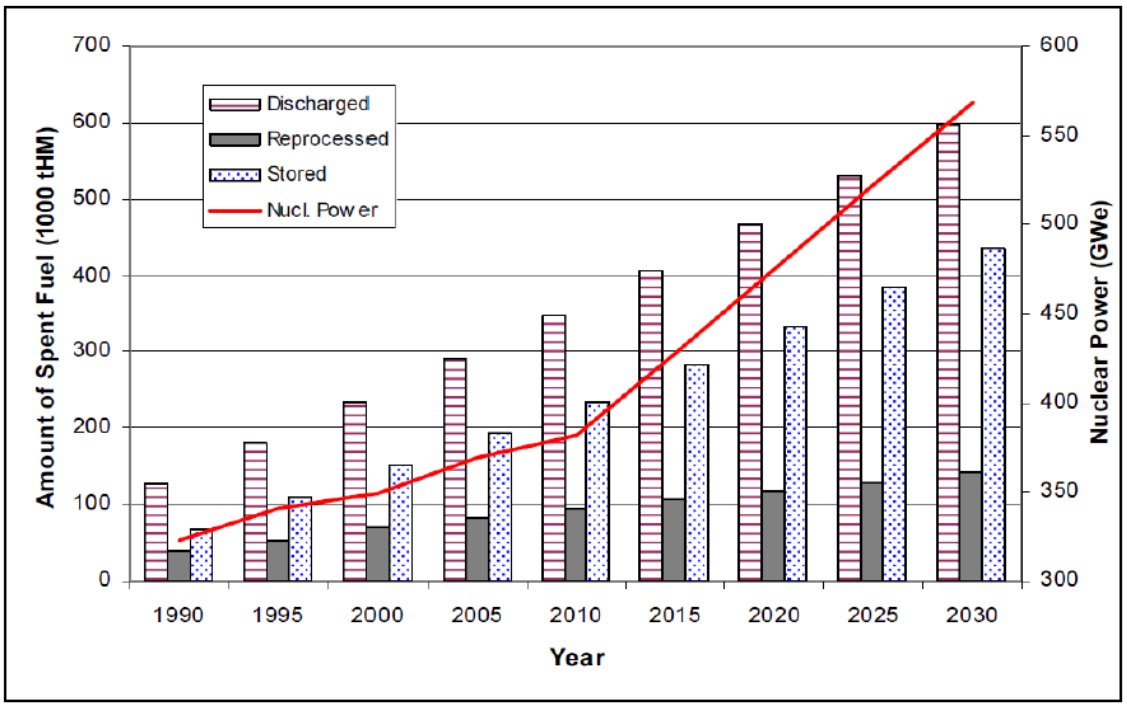

Abb. 1.12 Voraussichtliche Entwicklung des Brennelementaufkommens (Quelle: IAEA, /IAE 09a/)

Die Zwischenlagerung ist eine Option, die sowohl die direkte Endlagerung der Brennelemente als auch deren Wiederaufarbeitung offenlässt. Sie kann unmittelbar am Reaktor oder in zentralen Einrichtungen sowie nass oder trocken erfolgen. In fast allen Staaten mit Kernreaktoren wurden in letzter Zeit die KKW-internen Zwischenlagerkapazitäten erhöht, z. B. durch dichtere Anordnung der Brennelemente unter Verwendung von Neutronenabsorbern (Kompaktlagerung) bzw. unter Berücksichtigung des Abbrands ("burnup") oder durch Zerlegung in vereinzelte Brennstäbe und deren Kompaktierung ("rod consolidation"). Da auch die Wiederaufarbeitung tendenziell weniger betrieben wird, kommt der externen Zwischenlagerung eine immer größere Bedeutung zu. In verschiedenen Ländern wurden externe Zwischenlager errichtet. Externe Nasslager befinden sich z. B. in Frankreich, Großbritannien, Russland und Schweden, Trockenlager in Kanada, Schottland und in den USA.

Zurzeit planen sechs Länder konkret die direkte Endlagerung als Entsorgungsweg für bestrahlte Brennelemente: Deutschland, Finnland, Kanada, Schweden, die Schweiz und die USA. Den geschlossenen Brennstoffkreislauf mit Wiederaufarbeitung und Rezyklierung verfolgen vorrangig China, Frankreich, Indien, Japan und Russland. Die übrigen Länder haben sich noch nicht endgültig festgelegt. Zum Teil erfolgte und erfolgt die

Wiederaufarbeitung durch vertragliche Vereinbarungen mit ausländischen Unternehmen in Frankreich, Großbritannien und Russland.

Konzepte und Sicherheitsaspekte für die Zwischenlagerung

Nach der Entladung aus dem Reaktor werden die bestrahlten Brennelemente zur Kühlung und zur Strahlungsabschirmung in wassergefüllte Lagerbecken am Reaktor für eine Zeitspanne von mindestens 9 - 12 Monaten verbracht. In manchen Fällen kann sich dieses Zeitintervall auf bis zu zehn Jahre und mehr erstrecken. Anschließend werden die bestrahlten Brennelemente – vor der Endlagerung oder der Wiederaufarbeitung – in ein Zwischenlager verbracht. Derzeit sind zwei unterschiedliche Typen der Zwischenlagerung gebräuchlich, die Nass- und die Trockenlagerung.

Für die sichere (Zwischen)-Lagerung von bestrahlten Brennelementen gibt es internationale Richtlinien und Sicherheitsstandards. Die wichtigsten davon werden von den folgenden Organisationen vertreten oder sind in den anschließend aufgeführten Dokumenten zusammengefasst /WEH 14/:

- Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management
- IAEA Safety Standards, Nuclear Energy Series Documents, TECDOCs
- Das IAEA-Programm “Radioactive Waste Safety Standards (RADWASS)”
- Der WENRA-Bericht “WGWD Waste and spent fuel storage safety reference levels report”
- Die Direktiven der EU 2011/70/EURATOM und 2014/87/EURATOM

Die wichtigsten Sicherheitsaspekte dabei sind:

- Abschirmung der Strahlung der bestrahlten Brennstoffe
- Sicherer Einschluss der radioaktiven Materialien in der Lageranordnung
- Dauerhafte Gewährleistung der Unterkritikalität der Lageranordnung
- Sichere Ableitung der Zerfallswärme der bestrahlten Brennstoffe
- Rückholbarkeit der eingelagerten Brennstoffe

Wichtige Sicherheitsvorkehrungen für den Betrieb der Lageranordnung sind /WEH 14/:

- Die angemessene Wahl von Standort, Entwurf und Ausführung der Lageranordnung
- Eine verantwortungsvolle und auf Sicherheit bedachte Leitung der Anlage
- Die Verwendung vergleichsweise unkomplizierter, vorzugsweise passiver und eigensicherer Systeme

Nasslagerung

Das Kernstück eines Nasslagers bildet das mit Wasser gefüllte Lagerbecken, in dem sich die Brennelemente befinden. Das Wasser bedeckt die Brennelemente vollständig, schirmt dabei die Umgebung vor der Strahlung aus den Brennelementen ab und führt die freiwerdende Wärme ab. Kritikalitätssicherheit wird durch die geometrische Anordnung der Lagerpositionen und ggf. neutronenabsorbierende Materialien im Lagerbecken gewährleistet. Zum Schutz gegen Einwirkungen von außen, aber auch um eine kontrollierte Belüftung zur Feuchtigkeitskontrolle zu gewährleisten und um eine luftgetragene Ausbreitung von Kontamination im Störfall zu verhindern, ist das Lagerbecken in einem Gebäude (ober- oder unterirdisch) untergebracht. Zur Vermeidung von lagerbedingten Beschädigungen an den Brennelementen und Hüllrohren wird im Lagerbecken nur demineralisiertes Wasser mit einem kontrollierten pH-Wert unter Zugabe von korrosionshemmenden und das Algenwachstum unterdrückenden Additiven verwendet /WEH 14/.

1.2.1.1.1 Maßnahmen zur Gewährleistung der Kritikalitätssicherheit

- Sicherheitsorientierte Einteilung des verfügbaren Lagervolumens: Einplanung und Einhaltung von Sicherheitsabständen zwischen den einzelnen Lagerpositionen zur Reduzierung der Neutronenwechselwirkung zwischen den Brennelementen.
- Verwendung von Neutronenabsorbern in fester (Verwendung von boriertem Stahl oder Cadmiumblechen in Einbauten) und/oder flüssiger Form (Borierung des Kühlmittels im Lagerbecken).
- Berücksichtigung der abbrandabhängigen Reaktivitätsänderung des Spaltstoffs (burnup credit).

1.2.1.1.2 Ableitung der Zerfallswärme

- Geringe Wärmeentwicklung: Ableitung der Wärme erfolgt über Naturkonvektion
- Hohe Wärmeentwicklung: Wärmeableitung erfolgt mittels eines Systems von Wärmetauschern und Pumpen.

1.2.1.1.3 Abschirmung der Strahlung

- Neutronen und Gammastrahlung werden durch das Kühlmittel im Lagerbecken abgeschirmt.
- Kontaminationen des Kühlmittels im Lagerbecken (z. B. ^{60}Co von den Stahlstrukturen des Brennelements, ^{137}Cs von beschädigten Hüllrohren) werden mit Ionenaustauschern ausgefiltert.

1.2.1.1.4 Beispiele

Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen (ohne Berücksichtigung der reaktornahen Abklingbecken) wird in größerem Umfang in folgenden Staaten praktiziert /WEH 14/:

- Finnland: Olkiluoto KPA Store (Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente der Kernkraftwerke OK 1 und OK 2).
- Frankreich: Wiederaufarbeitungsanlage La Hague (Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente vor ihrer Wiederaufarbeitung).
- Slowakei: Vier Lagerbecken für bestrahlte WWER-Brennelemente am KKW-Standort Jaslovské Bohunice.
- Schweden: Zwischenlager CLAB mit drei unterirdisch angelegten Lagerbecken.
- Vereinigtes Königreich: Wiederaufarbeitungsanlage Sellafield (Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente vor ihrer Wiederaufarbeitung).

Die Abb. 1.13 zeigt Lagerbecken zur Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente. Im linken Bild ist das Zwischenlager für Brennelemente vor der Wiederaufarbeitung in der Wiederaufarbeitungsanlage La Hague (Frankreich), im rechten Bild das Zwischenlager in der Anlage CLAB (Schweden) dargestellt.

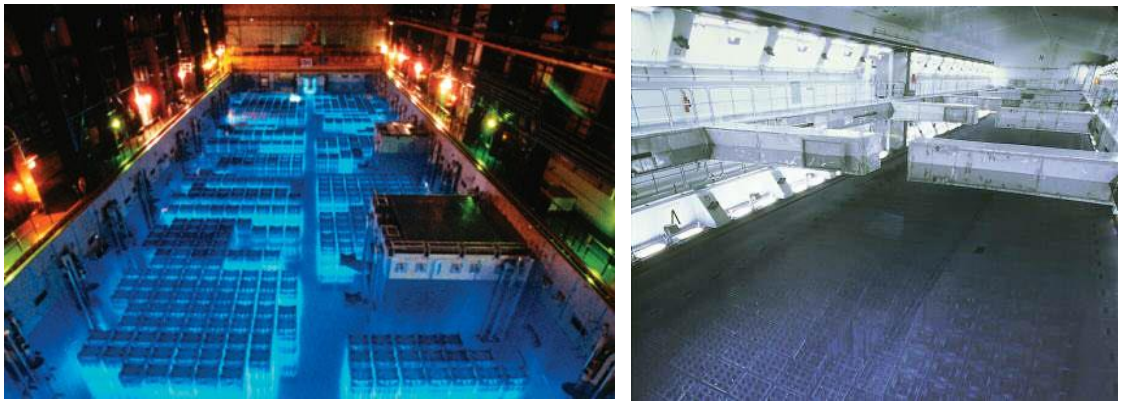

Abb. 1.13 Lagerbecken für bestrahlte Brennelemente; linkes Bild: Wiederaufarbeitungsanlage La Hague /MOU 14/; rechtes Bild: Zwischenlager CLAB (Quelle: IAEA, /IAE 08c/)

Trockenlagerung

Die Grundidee der Trockenlagerung ist das Einbringen der bestrahlten Brennelemente in einen gegen die Umgebung dicht abgeschlossenen Behälter, entweder als Ganzes oder in Teilen. Der Behälter fungiert damit als Rückhaltebarriere gegen die Freisetzung von Radioaktivität. Die praktische Umsetzung dieses Konzepts hat in Abhängigkeit der nationalen Erfordernisse eine Bandbreite von Lösungen hervorgebracht, von denen einige in den nachfolgenden Kapiteln kurz angesprochen werden sollen.

Unabhängig vom jeweiligen Modell des Trockenlagers wurden in verschiedenen, die Kerntechnik nutzenden Staaten unterschiedliche Genehmigungsvoraussetzungen für die Nutzung von Trockenlagern festgesetzt. In Tab 1.7 werden die ursprünglich genehmigten Lagerzeiten und ihre genehmigten Verlängerungen für ausgewählte Staaten miteinander verglichen. Es ist ersichtlich, dass sich das Spektrum für die genehmigten Laufzeiten der Trockenlager für bestrahlte Brennelemente über einen weiten Bereich erstreckt. Dabei sind die unterschiedlichen Herangehensweisen der verschiedenen Länder zu beachten. Zum Teil ist die anfänglich genehmigte Laufzeit relativ kurz und periodische Verlängerungen vorgesehen, wie z.B. in Argentinien. Zum Teil wird die gesamte Lagerzeit in den Trockenlägern am Anfang genehmigt, wie z.B. in den Niederlanden.

Tab. 1.7 Vergleich der genehmigten Lagerzeiten von Trockenlagern von bestrahlten Brennelementen in ausgewählten Staaten /WEH 14/

Staat	Genehmigte Lagerzeit	Verlängerung der Lagerzeit
Argentinien	5 Jahre	5 Jahre
Deutschland	40 Jahre	unklar
Japan	unbegrenzt	nicht anwendbar
Niederlande	100 Jahre	keine
Spanien	20 Jahre	20 Jahre
Schweiz	unbegrenzt	nicht anwendbar
UK	unbegrenzt, gebunden an Reaktorgenehmigungsauflagen	nicht anwendbar
Ungarn	10 Jahre+	10 Jahre
USA	20 Jahre	20 Jahre

1.2.1.1.5 Trockenlagerung in Metallbehältern

Bei der Trockenlagerung in Metallbehältern sind diese typischerweise aus einem Innenbehälter aus Schmiedestahl, einem ihn umgebenden Außenbehälter aus Gusseisen und diversen Verbundwerkstoffen aufgebaut. Nach der Beladung des Innenbehälters mit bestrahlten Brennelementen werden Innen- und Außenbehälter versiegelt und mit Inertgas befüllt. Die Abschirmung ionisierender Strahlung wird durch die dicken Wandungen gewährleistet. Die Wärmeableitung erfolgt aus dem Behälterinneren durch Wärmeleitung über die Behältermaterialien an die Behälteroberfläche und von dort mittels Naturkonvektion an die Atmosphäre. Ein Vorteil dieser Art von Behältern liegt in der guten Transportierbarkeit, die Nachteile in dem hohen Gewicht und den hohen Beschaffungskosten. Die Behälter können entweder im Freien auf einem Betonsockel oder in Lagergebäuden aufgestellt werden.

Es sind zwei Typen dieser Behälterart im Einsatz, der reine Lagerbehälter und der kombinierte Transport- und Lagerbehälter (dual-purpose-cask). Der Lagerbehälter bleibt stationär in seiner Lageranordnung, und die bestrahlten Brennelemente müssen mit einem speziellen Transportbehälter vom Reaktor zur Lageranordnung gebracht werden, wo sie in den Lagerbehälter umgeladen werden. Der Transportbehälter kehrt dann zum Reaktor zurück. Der Transport- und Lagerbehälter wird direkt im Reaktorgebäude im

Nasslagerbecken beladen und anschließend zur Lageranordnung gebracht. Somit entfallen der Transportbehälter und ein Umladevorgang.

Beispiele für Transport- und Lagerbehälter aus Metall sind die französische TN-Serie von Transnucléaire's, die US-Behälter der Serien MC-10 von Westinghouse und NAC der Nuclear Assurance Corporation, sowie die deutsche CASTOR®-Typenreihe der GNS.

In Abb. 1.14 ist ein CASTOR®-Behälter sowohl als Modell im Längsschnitt (linkes Bild) als auch bei der Unterwasser-Beladung im Beladebecken des Reaktorgebäudes eines Kernkraftwerks (rechtes Bild) dargestellt.

Abb. 1.14 Behälter CASTOR V/52 - Modell (linkes Bild) /GNS 17/ und bei der Unter-Wasser-Beladung (rechtes Bild) (Quelle: Kernkraftwerk Grundremmingen, /KGG 19/)

Abb. 1.15 zeigt zwei unterschiedliche Anwendungsfälle von Lagerbehältern. Im linken Bild sind die in der Lagerhalle der „Independent Spent Fuel Storage Facility (ISFSF) Dukovany" (Dukovany, Republik Tschechien) untergebrachten CASTOR®-440/84M Behälter dargestellt. ISFSF Dukovany ist seit März 2006 mit 60 CASTOR®-Behältern komplett belegt. Die darin eingelagerten 5.040 bestrahlten Brennelemente stammen aus dem Betrieb der vier Blöcke des Kernkraftwerks Dukovany (WWER-440). Das rechte

Bild zeigt die „Connecticut Yankee Independent Spent Fuel Storage Installation“ (Haddam Neck, Connecticut, USA), in der seit Ende März 2005 alle 1.019 bestrahlten Brennelemente des rückgebauten Kernkraftwerks „Connecticut Yankee Power Plant“ in für Transport und Lagerung zugelassenen NAC-MPC Behältern unter freiem Himmel eingelagert sind. Vor ihrer Überführung in das Trockenlager wurden die Brennelemente im Lagerbecken des ehemaligen Kernkraftwerks gelagert.

Abb. 1.15 Lagerhalle mit CASTOR-Behältern im ISFSF Dukovany (linkes Bild) /NRC 14/ und Lagerbehälter in der Connecticut Yankee Independent Spent Fuel Storage Installation (rechtes Bild) (Quelle: Connecticut Yankee Kernkraftwerk, /COY 15/)

1.2.1.1.6 Trockenlagerung in Betonbehältern

Betonbehälter zur Trockenlagerung bestehen im Wesentlichen aus verstärktem und armiertem Beton, der für die notwendige Abschirmung der Strahlung sorgt. Eine Stahlauskleidung des inneren Hohlraums sorgt zusätzlich für den sicheren Einschluss der darin gelagerten bestrahlten Brennelemente. Die Wärmeableitung aus dem Behälterinneren an die Behälteroberfläche erfolgt durch Wärmeleitung und von dort mittels Naturkonvektion an die Atmosphäre. Die Behälter können sowohl im Freien als auch in Lagergebäuden vertikal oder horizontal aufgestellt werden. Ein Nachteil dieser Art von Behältern besteht darin, dass sowohl das Be- als auch das Entladen nur in besonders dafür ausgestatteten und entsprechend abgeschirmten Anlagen erfolgen kann.

Beispiele für Lagerbehälter aus Beton sind die US-Behälter der Typen „Sierra Nuclear’s Ventilated Storage Cask (VSC)“ von AECL und „Dry Storage Container (DSC)“ von Ontario Power Generation.

Abb. 1.16 zeigt Trockenlagerbehälter aus Beton (Dry Storage Container von OPG), die zur Lagerung von bestrahlten CANDU-Brennelementen verwendet werden. Im linken Bild ist ein Trockenlagerbehälter in einer Lageranordnung und im rechten ein Querschnitt durch den Behälter zu sehen. Der Behälter besteht aus armiertem hochverdichtetem Beton mit einer Wandstärke von ca. 51 cm und ist an der Innen- und Außenseite jeweils mit einer etwa 1,27 cm dicken Stahlschicht verkleidet /DWM 15/.

Abb. 1.16 Dry Storage Container (DSC) von Ontario Power Generation in einer Lageranordnung (linkes Bild) und im Längsschnitt (rechtes Bild) (Quelle: Darling Waste Management Facility, /DWM 15/)

1.2.1.1.7 Trockenlagerung in Modulen aus Beton

Trockenlager in Modulen aus Beton bestehen aus großen monolithischen Betonstrukturen mit darin eingebetteten getrennten Lagerzellen. In diese Lagerzellen werden die bestrahlten Brennstoffe in Metallkanistern eingebracht. Die Kanister stellen die Barriere gegen Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung dar. Die Strahlungsabschirmung und der mechanische Schutz der Brennstoffe gegen Einwirkungen von außen werden von der Betonstruktur geleistet. Die Kühlung der Behälter erfolgt durch Naturkonvektion. Dieses Design bietet den Vorteil, große Mengen von bestrahlten Brennstoffen mit intensiver Wärmeentwicklung einzulagern. Für das Be- und Entladen der Lagerpositionen ist ein vergleichsweise hoher technischer Aufwand notwendig.

Beispiele für eine Trockenlagerung von bestrahlten Brennelementen in Modulen aus Beton sind die folgenden Anlagen: NUHOMS horizontal module of Transnucleaire

(geplanter Einsatz unter anderem auch in Tschernobyl, Ukraine); NAC multi-purpose canister based systems MPC and UMS (NAC); Hi-Star/Storm system (Holtec, US).

In Abb. 1.17 ist im Modell der Beladevorgang beim modularen horizontalen Speichersystem NUHOMS dargestellt. Ein Trockenlagerbehälter aus hoch korrosionsresistentem Edelstahl wird aus dem auf einem Tieflader positionierten Transportbehälter (Überverpackung aus armiertem Beton) in das Lagermodul geschoben.

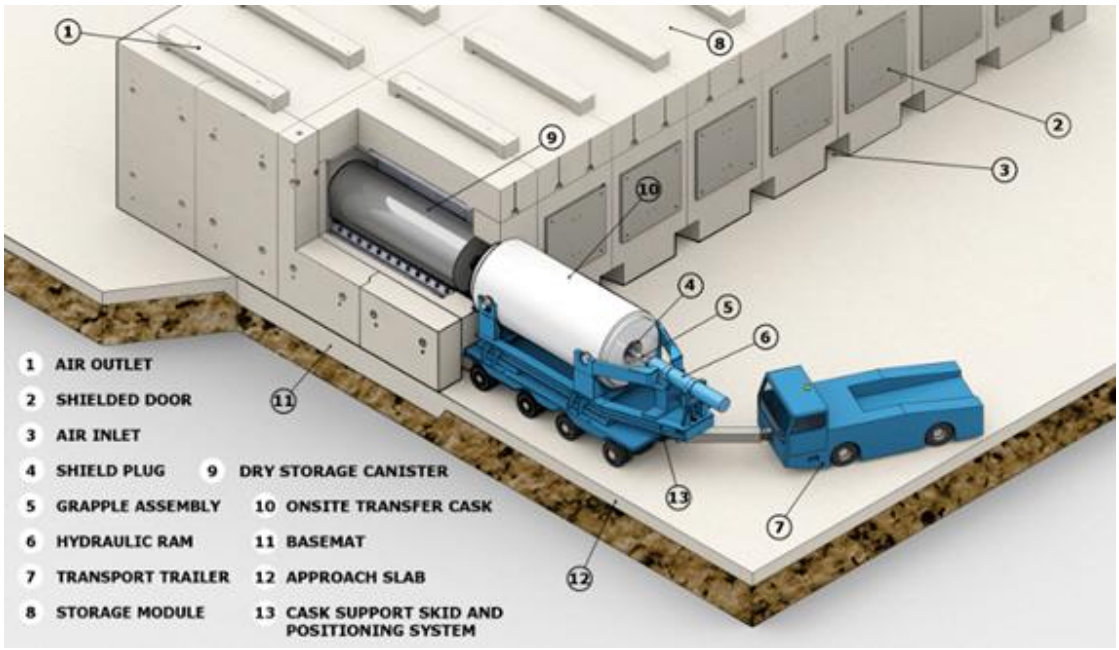

Abb. 1.17 Beladung eines NUHOMS Trockenlagermoduls im Modell (Quelle: AREVA Nordamerika, /ARE 15/)

1.2.1.1.8 Trockenlagerung in Kammern (vaults)

Bei der Trockenlagerung in Kammern befindet sich eine Anordnung von getrennten Lagerzellen in einer ober- oder unterirdisch angelegten armierten und abgeschirmten Struktur. Jede dieser Lagerzellen kann einen oder mehrere bestrahlte Brennelemente in metallenen Behältern aufnehmen. Die Behälter fungieren als Barriere gegen eine Freisetzung von radioaktiven Substanzen. Sowohl die Abschirmung der Strahlung aus den bestrahlten Brennelementen als auch der Schutz der Brennelemente gegen Einwirkungen von außen werden von der Kammerstruktur geleistet. Die Kühlung der Behälter erfolgt durch Naturkonvektion. Der Vorteil dieses Designs besteht darin, dass durch eine modulare Bauweise eine unproblematische und schnelle Erhöhung der Lagerkapazität möglich ist. Andererseits erfordern die Annahme und die Handhabung der Brennelemente einen z. T. erheblichen technischen Aufwand.

Beispiele für eine Trockenlagerung von bestrahlten Brennelementen in Kammern sind die folgenden Anlagen: Magnox in Wylfa (UK); MVDS Facility in PAKS (Ungarn); CANSTOR/MACSTOR (Kanada, Rumänien); CASCAD Facility (Frankreich); Fort St. Vrain MVDS Facility (USA).

Abb. 1.18 zeigt das Trockenlager für bestrahlte Brennelemente MVDS (modular vault dry storage) in Fort St. Vrain (Colorado, USA), in dem die prismatischen Brennelemente des gasgekühlten, graphitmoderierten Hochtemperaturreaktors von Fort St. Vrain lagern. Im linken Bild ist die Außenansicht des gesamten Gebäudes und im rechten die Lagerhalle mit den einzelnen Lagerzellen dargestellt.

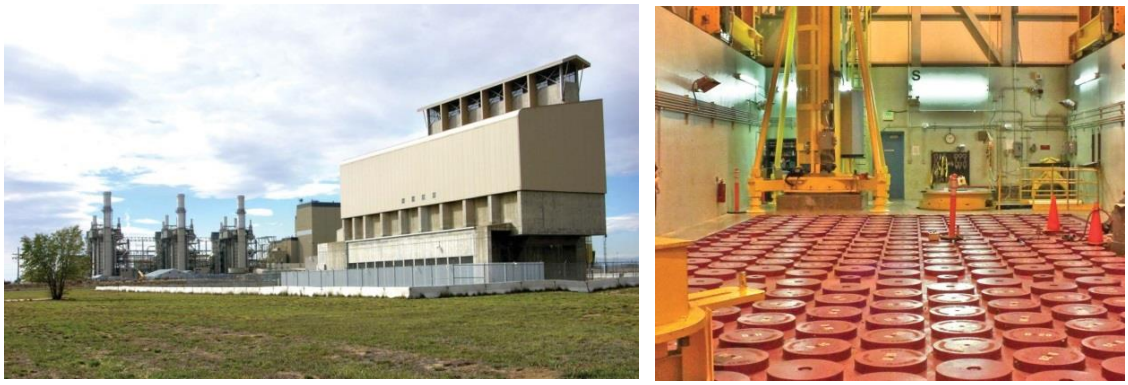

Abb. 1.18 MVDS-Trockenlager für bestrahlte Brennelemente in Fort St. Vrain: Außenansicht der Anlage (linkes Bild) und Lagerhalle mit Lagerzellen (rechtes Bild) (Quelle: Fort St. Vrain Independent Spent Fuel Facility, /FSV 12/)

1.2.1.1.9 Trockenlagerung in Bohrlöchern (deep wells)

Bei der Trockenlagerung in Bohrlöchern werden ein oder mehrere bestrahlte Brennelemente in einem tiefgebohrten Hohlraum verbracht. Das umgebende Erdreich schirmt einerseits die Umgebung von der Strahlung aus den eingelagerten Behältern ab und dient andererseits auch zur Abfuhr der in den Behältern entstehenden Wärme. In der Regel wird der geschaffene Hohlraum durch bautechnische Maßnahmen (Auskleidung des Innenraums, Stützanker in Decken und Wänden usw.) stabilisiert. Diese Variante der Trockenlagerung ist nur in geologisch stabilen Gebieten anwendbar. Vorteilhaft bei dieser Methode sind die relativ geringen Kosten. Anwendung findet sie in den USA, Japan und Spanien.

Als Beispiel für diesen Typ eines Zwischenlagers ist in Abb. 1.19 der Aufbau des geplanten spanischen Zwischenlagers ATC (Almacen Temporal Centralizado de combustible

nuclear gastado y residuos radiactivos de alta actividad, in der Gemeinde Villar de Canas in der Provinz Cuenca, Spanien) dargestellt. Die Anlage soll sowohl aus ober- als auch aus unterirdischen Bereichen bestehen. Die Bereiche für Annahme, Prüfung und Umverpackung der radioaktiven Materialien liegen im oberirdischen Teil der Anlage. Die bestrahlten Brennstoffe und verglasten Abfälle werden in Kanister umgepackt, die mit Helium befüllt werden. Die Kanister werden anschließend im unterirdischen Teil in den doppelwandigen Röhren der Bohrlöcher (vaults) untergebracht. Die Röhren sollen anschließend evakuiert, mit Schutzgas (Stickstoff) gefüllt und versiegelt werden. Die Volumina zwischen den doppelwandigen Röhren dienen der Wärmeabfuhr durch Konvektion und sollen mit den 46 m hohen Kaminen (siehe Abb. 1.19) verbunden werden. In einer Röhre sollen entweder zwei Kanister mit bestrahlten Brennstoffen oder sieben Kanister mit wiederaufgearbeiteten und verglasten Abfällen eingelagert werden können. Für die Inbetriebnahme der Anlage wird das Jahr 2018 angesetzt.

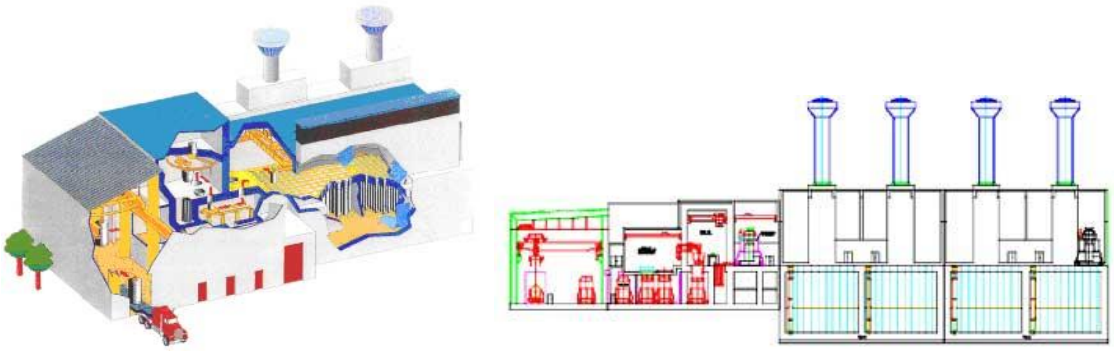

Abb. 1.19 Geplantes ATC-Trockenlager in Villar de Canas: Konzeptstudie der Anlage (linkes Bild) und Längsschnitt durch die Anlage (rechtes Bild) (Quelle: European Nuclear Society, /ENS 10/)

Vergleich Nasslagerung – Trockenlagerung

Vorteile der Nasslagerung

- Gute Zugänglichkeit und Kontrolle der bestrahlten Brennelemente
- Flexibilität bei der Handhabung der bestrahlten Brennelemente
- Gute Ableitung der Zerfallswärme, konstant niedrige Temperatur
- Lange Erfahrung mit Nasslagerung (seit Beginn der Reaktortechnologie)

Nachteile der Nasslagerung

- Großer Aufwand bei der Entladung der Brennelemente
- Hoher Betriebsaufwand
- Anfall von sekundären radioaktiven Abfällen (z. B. kontaminierte Wasserfilter)
- Radioaktive Freisetzungen von einem beschädigten Brennstab kontaminieren das ganze Lagerbecken
- Korrosion durch das Lagerbeckenwasser kann zur Beschädigung von Hüllrohren und Brennstoff führen
- Schäden an der Struktur von Brennstäben und Brennelementen durch den hydrostatischen Druck im Lagerbecken sind nicht auszuschließen
- Die Kapazität der Lagerbecken ist nur mit großem Aufwand erweiterbar

Vorteile der Trockenlagerung

- Niedriger Wartungsaufwand und hohe Zuverlässigkeit
- Geringer Anfall von sekundären radioaktiven Abfällen
- Einfache Stilllegung (keine Kontaminationen bei Bauelementen zu erwarten)
- Geringe Korrosionsanfälligkeit, auch über lange Zeiträume hinweg
- Passive Sicherheit durch das Konzept von Naturkühlung
- Relativ unkomplizierte und kostengünstige Erweiterung durch modulare und standardisierte Bauweise möglich
- Geringes Gefährdungspotential durch terroristische Anschläge (Schutzfunktionen gegen Freisetzung der radioaktiven Abfälle werden von den vielfach darauf getesteten Lagerbehältern selbst übernommen)
- Schnelle Identifizierung eines beschädigten Behälters im Freisetzungsfall ist möglich

Nachteile der Trockenlagerung

- Großer Aufwand bei der Errichtung der Lageranordnung
- Reduzierte Flexibilität bei der Entladung der Brennelemente
- Temperaturtransiente beim Trocknen und Einlagern sowie hohe Temperaturen von Hüllrohr und Brennstoff zu Beginn der Lagerung
- Fehlen einer einfachen Möglichkeit zur Kontrolle der Inventare

1.2.2 Wiederaufarbeitung

Nach der Nutzung in Leichtwasserreaktoren werden Brennelemente in der Regel für einige Jahre (in Frankreich ein bis zwei, in Deutschland fünf bis zehn Jahre) im standorteigenen Nasslager zwischengelagert. In dieser Zeit klingt ein großer Teil der kurzlebigen Spaltprodukte ab und die Aktivität des Brennelements verringert sich, sodass ein gefahrloser Transport möglich ist. Je nach Anfangsanreicherung und Bestrahlungshistorie in einem Reaktor werden 30 - 70 % des ^{235}U eines Brennelements verbraucht. In einem geschlossenen Brennstoffkreislauf werden die abgebrannten Brennelemente wiederaufgearbeitet. Dabei wird das während des Betriebs erbrütetes Plutonium dem Brennstoffkreislauf in Form von MOX-Brennelementen wieder zugeführt und die entstandenen Spaltprodukte und Actinoiden abgetrennt, verglast und gesondert entsorgt. Der gesamte Wiederaufarbeitungsprozess gliedert sich in sieben wesentliche Teilschritte /OEC 05/:

- Head End Prozesse: Annahme des Brennstoffs aus der Zwischenlagerung, Zerschneiden und Entfernen des Hüllrohrmaterials, Auflösen, Behandlung der Prozessabgase, Vorbereiten der Lösung zur Spaltstoffabtrennung
- Flüssig-Flüssig-Extraktion: Abtrennen des Urans und Plutoniums von den Spaltprodukten und Actinoiden
- Reinigung des Urans und Plutoniums
- Aufkonzentrieren des Urans und gegebenenfalls des Plutoniums
- Oxidation des Urans und Plutoniums und Lagerung
- Aufkonzentrieren und Lagerung der Spaltproduktlösung
- Konditionierung der Abfälle

Tab. 1.8 Übersicht der weltweiten Wiederaufarbeitungskapazitäten, Stand 2016 /WNA 16/

Brennstoff	Anlage	Kapazität [Tonnen/Jahr]
LWR Brennstoff	Frankreich, La Hague	1700
	UK, Sellafield (THORP)[3]	600
	Russland, Ozersk (Mayak)	400
	Japan (Rokkasho)	800
	Gesamt LWR	**3500**
Andere Brennstoffe	UK, Sellafield (Magnox)	1500
	Indien (PHWR, 4 Anlagen)	330
	Japan, Tokai MOX	40
	Gesamt Andere	**1870**
	Gesamt Alle	**5370**

Abtrennen der Hüllrohre und Auflösen des Brennstoffs

Im ersten Schritt der Wiederaufarbeitung müssen die abgebrannten Brennstäbe zerlegt werden. Bei metallischen Brennstoffen, speziell Magnox in der UP1 im französischen Marcoule, wurden die Magnesiumhüllrohre mit dem Brennstoff in Salpetersäure gelöst und mit dem hochradioaktiven Abfall verglast. In der Wiederaufarbeitungsanlage im englischen Sellafield wurden die Brennelemente zunächst mechanisch zerkleinert und später für mehrere Jahre in Wasser gelagert. Dort lösen sich die leicht korrodierenden Magnesiumbestandteile auf und es bleiben die Uranbrennstäbe zurück. Diese werden in Salpetersäure gelöst und weiterverarbeitet.

Die Rückgewinnung von Oxidbrennstoff ist heute die am häufigsten angewandte Form der Wiederaufarbeitung. Das angewandte Verfahren wird als *Chop and Leach* bezeichnet. Im ersten Schritt werden die Brennelemente bündelweise oder einzeln mit fernhantierten Hydraulikscheren zerkleinert und in ein Salpetersäurebad gegeben. Die Säure wird auf Siedetemperatur erhitzt. Zircaloy bildet in Säure eine Passivierungsschicht aus, weshalb Hüllrohr und Brennstoff nicht zusammen in Lösung gehen. In Körben wird der Brennstoff gelöst und die Hüllrohrfragmente bleiben übrig. Bei der Lösung von Urandioxid entstehen Stickoxide.

[3] Mittlerweile stillgelegt.

$$3UO_2 + 8HNO_3 \rightarrow 3UO_2(NO_3)_2 + 2NO + 4H_2O \quad (1.27)$$

$$UO_2 + 4HNO_3 \rightarrow UO_2(NO_3)_2 + 2NO_2 + 2H_2O \quad (1.28)$$

Plutonium wird analog gelöst und liegt in hauptsächlich in Form von $Pu(NO_3)_4$ vor. Das Uran liegt größtenteils als U(IV) vor, das Plutonium als Pu(IV) und Pu(VI). Neben dem Brennstoff werden die Actinoide und Spaltprodukte ebenfalls gelöst und müssen im Anschluss abgetrennt werden. Aus den zerschnittenen Brennstäben treten Spaltgase wie ^{3}H, ^{14}C, ^{85}Kr oder ^{129}I aus. Diese Prozessabgase müssen gefiltert und gesondert behandelt werden um eine unkontrollierte Freisetzung an die Umwelt zu verhindern.

Abtrennen von Uran und Plutonium

Nachdem die Lösung behandelt und gefiltert wurde, erfolgt die Extraktion von Uran und Plutonium mit dem PUREX-Prozess (Plutonium Uran Recovery by Extraction). Der gesamte Ablauf findet in drei hintereinander geschalteten Kolonnen statt. Der in Salpetersäure gelöste Brennstoff mit den Actinoiden und Spaltprodukten wird in die Extraktionskolonne eingespeist und im Gegenstrom mit dem Extraktionsmittel umspült. Beim Extraktionsmittel handelt es sich um 20 - 30-prozentiges TBP (Tri-n-Butyl-phosphat) in einem hochsiedenden Kohlenwasserstoff, meist Kerosin. Im Gegenstromverfahren werden Uran(IV) und Plutonium(IV) (teilweise Pu(VI)) in die organische Phase extrahiert und die Spaltprodukte bleiben in der wässrigen Phase, welche den Kolonnenboden als hochradioaktiver Abfall verlassen.

$$UO_2^{2+} + 2NO_3^- + 2TBP \rightarrow UO_2(NO_3)_2(TBP)_2 \quad (1.29)$$

$$Pu^{4+} + 4NO_3^- + 2TBP \rightarrow Pu(NO_3)_4(TBP)_2 \quad (1.30)$$

Die organische Phase mit dem gelösten Uran und Plutonium steigt in den oberen Teil der Kolonne und wird mit einer Waschlösung (HNO_3) umspült um die restlichen Spaltprodukte auszuwaschen. In der zweiten Phase wird die Lösung in die Trennkolonne in eine wässrige Reduktionsmittellösung eingespeist, die aus Uran(IV)nitrat, Hydrazinnitrat und HNO_3 besteht. Die reduzierbaren Oxidationsstufen des Plutoniums Pu(IV) und Pu(VI) werden zum nicht extrahierbaren Pu(III) reduziert, welches in die wässrige Phase übergeht und am Kolonnenboden als Plutoniumproduktlösung extrahiert wird. Das Uran verbleibt in der organischen Phase und verlässt die Kolonne am oberen Ende, um in die

Rückextraktionskolonne eingespeist zu werden. Dort wird bei ca. 60 °C das Uran mittels stark verdünnter Salpetersäure zurückextrahiert.

Das verbrauchte organische Lösungsmittel wird gereinigt und dem Prozess wieder zugeführt. Die Uran- und Plutoniumproduktlösungen werden ebenfalls einem Reinigungszyklus unterzogen. Die Uranlösung wird anschließend durch Verdampfer auf 300 bis 1000 g/l aufkonzentriert und zur Konversion überführt. Die Konversion schließt das PUREX-Verfahren ab. Uranylnitrat wird durch Kalzinieren in UO_3 überführt und anschließend mit Wasserstoff zu Urandioxid reduziert. Die Konversion von Plutoniumnitrat zu Plutoniumdioxid kann über Oxalat-Ausfällung gefolgt von Kalzinieren erfolgen oder direkt über Peroxid-Ausfällung.

$$UO_2(NO_3)_26H_2O \rightarrow UO_3 + 2NO_2 + ½O_2 + 6H_2O \quad (1.31)$$

$$UO_2(NO_3)_26H_2O + 4H_2 \rightarrow UO_2 + 2NO + 10H_2O \quad (1.32)$$

Der hochaktive Abfall, bestehend aus den Spaltproduktlösung und den Actinoiden aus dem PUREX-Prozess, beträgt ca. 5 m³/tSM /OEC 05/. Durch Verdampfen wird die Lösung auf 250 bis 500 l/tSM aufkonzentriert. Der hochaktive Abfall wird zunächst in flüssiger Form zwischengelagert. Die entstehende Zerfallswärme muss abgeführt werden, daher sind die Lagertanks mit Kühlvorrichtungen ausgestattet. Die Abklingzeit beträgt zwischen drei und fünf Jahre und hängt von der Lagerkapazität und der Wärmeentwicklung ab. Der Flüssigabfall wird anschließend in Kokillen verglast. In dieser Form soll der Abfall schließlich endgelagert werden.

Rezyklierung von Uran und Plutonium

Die Überführung der Uranproduktlösung in Oxidform ist in 0 beschrieben. Anschließend erfolgt die Fluorierung, analog des in 1.1.4 beschrieben Prozesses. Bei der Verarbeitung von wiederaufgearbeitetem Uran müssen radiologische Vorkehrungen getroffen werden. Die im Reaktorbetrieb erzeugten Transurane werden bei der Wiederaufarbeitung ebenfalls extrahiert. In der gewonnenen Lösung sind ebenso Spuren von Spaltprodukten enthalten. Die davon ausgehende Aktivität bedarf geeigneter Abschirmungsmaßnahmen. Hervorzuheben ist der radioaktive Zerfall von ^{232}U und seinen Zerfallsprodukten, von denen einige wegen ihrer harten Gammastrahlung zu erhöhten Strahlenexpositionen bei der Verarbeitung führen. Deshalb ist eine ferngesteuerte Brennelementfertigung vorzuziehen. Die Anreicherung wird gemäß den in Kap. 1.1.5 beschriebenen Verfahren

durchgeführt. Durch den neutronenphysikalisch negativen Einfluss der Transurane muss die Anreicherung mit ^{235}U einige Prozent höher erfolgen als bei frischem Brennstoff. ^{236}U fungiert im Reaktorbetrieb als Neutronenabsorber (Senkung der Reaktivität). Über Neutroneneinfangreaktionen entstehen aus ^{236}U das radiologisch unerwünschte Plutonium-Isotop ^{236}Pu. Als Faustregel gilt 0,3 % mehr Anreicherung an ^{235}U pro 1 % ^{236}U /TNF 96/.

Plutonium aus der Wiederaufarbeitung kann nicht in Reinform in LWR-Reaktoren eingesetzt werden. Der hohe Anteil an schnellspaltendem Pu würde einen solchen Reaktor nicht regelbar machen. Es wird daher in einer Mischung mit Uran verarbeitet, den Mischoxidbrennelementen (MOX). Der Plutoniumvektor aus der Wiederaufarbeitung enthält zahlreiche Isotope. Für den Leistungsbetrieb sind das spaltbare ^{239}Pu und ^{241}Pu und der Neutronenabsorber ^{240}Pu von Bedeutung.

1.2.3 Beförderung von Kernbrennstoffen

Allgemeine gesetzliche Vorschriften

Im verkehrsrechtlichen Sinne sind Kernbrennstoffe ein Gefahrgut und zählen zu den Gefahrgütern der Klasse 7. Aus diesem Grund sind besondere Vorschriften, wie z. B. das Gefahrgutbeförderungsgesetz (GGBefG) /GEF 09/ und die auf dessen Grundlage erlassenen Verordnungen, z. B. die Gefahrgutverordnung Straße, Eisenbahn und Binnenschifffahrt (GGVSEB) /GGV 13/, zu beachten. Weiterhin gibt es internationale Übereinkommen, z. B. das Europäische Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR) /ADR 13/ oder die Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter (RID) /RID 12/, die Vorschriften für die Beförderung von Gefahrgütern für jeden Verkehrsträger (Schiene, Straße, Luft, Binnengewässer, See) speziell wiedergeben. Die internationalen Transportvorschriften basieren für radioaktive Stoffe auf den IAEO-Transportvorschriften „Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material“ (SSR-6) /IAE 12/.

Die Vorschriften und Bestimmungen des Gefahrgut- und Atomrechts gelten unabhängig voneinander und sind unabhängig voneinander zu erfüllen.

Weiterhin gibt es gesetzliche Vorschriften sowie Regelungen, die sich u. a. mit dem grenzüberschreitenden Verkehr, dem Schutz und der Sicherung von Kernbrennstoffen und deren Beförderung befassen.

Schutzkonzept

Die Transportvorschriften zielen darauf ab, Personen, Sachgüter und die Umwelt vor den Gefahren durch potenzielle Freisetzungen radioaktiver Stoffe, ionisierender Strahlung, Kritikalität und Wärmeerzeugung zu schützen. Dementsprechend sind für eine sichere Beförderung dieselben Schutzziele wie für die Zwischenlagerung zu beachten:

- der Einschluss des radioaktiven Gutes (Umschließung),
- die Begrenzung der Ortsdosisleistung (Abschirmung),
- die Vermeidung von Kritikalität (unterkritische Anordnung) und
- die Vermeidung thermischer Schädigungen (Wärmeableitung).

Daraus folgen Anforderungen an die Verpackung und an die radioaktiven Stoffe (Stoff–eigenschaften), um die Sicherheitsgrundsätze unter normalen Transportbedingungen und bei Unfällen zu gewährleisten.

Dabei greift das sogenannte Konzept des sicheren Versandstücks. Die Sicherheit der Beförderung wird durch die Verpackung und den radioaktiven Stoff selbst gewährleistet. Somit können radioaktive Stoffe wie andere Güter auch mit allen Verkehrsmitteln befördert werden.

Versandstücke

Die zu verwendende Verpackung richtet sich nach der Art, der Menge und dem Gefährdungspotenzial des radioaktiven Stoffes. In den Transportvorschriften werden daher verschiedene Arten von Versandstücken aufgeführt, die unterschiedlichen Anforderungen genügen müssen:

- Freigestellte Versandstücke
- Industrieversandstücke
  - Typ IP-1
  - Typ IP-2
  - Typ IP-3

- Typ A-Versandstücke
- Typ B-Versandstücke (Typ B(U), Typ B(U)F, Typ B(M))
- Typ C-Versandstücke

Eine grobe Übersicht über die Auslegungsanforderungen bei den Versandstücken ist in Tab. 1.9 wiedergegeben.

Tab. 1.9 Auslegungsanforderungen für Versandstücke

Anforde-rungs-ebene	**unver-packt**	**freigestellte Versand-stü-cke**	**IP-1**	**IP-2**	**IP-3**	**Typ A**	**Typ B**	**Typ C**
Routinetrans-port (zwischenfall-frei)	--	x	x	x	x	x	x	x
Normaltrans-port (kleinere Zwi-schenfälle)				x	x	x	x	x
Unfallbedin-gungen (Schwerer Unfall)							x	x

Die Aktivität, die in einem Behälter befördert werden darf, ist begrenzt. Mit zunehmenden Prüfanforderungen an die Behälter kann in den Versandstücken ein größeres Aktivitäts-inventar transportiert werden. Für spaltbare Stoffe sind zusätzliche Anforderungen einzuhalten. Diese Behälter werden zusätzlich mit dem nachgestellten Buchstaben F für „fissile“ gekennzeichnet. Beispielsweise werden Industrieversandstücke dann als „IF“, Typ A-Versandstücke als „AF“ und Typ B(U)-Versandstücke als „B(U)F“ bezeichnet.

Typ B- und Typ-C-Versandstücke werden auch unfallsichere Versandstücke genannt. Sie unterliegen besonderen Prüfanforderungen. Für ein Typ B-Versandstück sind dies u. a.

- Fallprüfungen
  - 9 m-Fall auf ein unnachgiebiges Fundament,
  - 1 m-Fall auf einen Stahldorn auf einem unnachgiebigen Fundament,
  - 9 m-Fall einer Stahlplatte mit einer Masse von 500 kg auf den Behälter,
- Erhitzungsprüfung mit einem den Behälter allseitig umschließenden Feuer mit einer Temperatur von 800 °C über 30 Minuten,
- Wassertauchprüfung in 15 m Tiefe für acht Stunden.

Abhängig von der zu transportierenden Aktivität im Typ B-Versandstück wird auch eine erweiterte Wassertauchprüfung in 200 m Tiefe für eine Stunde durchgeführt.

Bei der Beförderung von Brennelementen wird zwischen unbestrahlt und bestrahlt unterschieden. Unbestrahlte Brennelemente können aufgrund der begrenzten Aktivität als Industrie- oder Typ A-Versandstücke befördert werden. Bestrahlte Brennelemente müssen aufgrund ihrer hohen Aktivität als Typ B-Versandstücke befördert werden.

2 Grundlagen der Störfallanalyse

2.1 Gesetzliche Grundlagen und Richtlinien

Das Handbuch „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“ /BMU 15/ gibt einen Überblick über gesetzliche und untergesetzliche Regelungen zur Kerntechnik und zum Strahlenschutz. Außerdem werden weitere damit zusammenhängende Regelungen, Hinweise und Informationen gegeben.

2.2 Das Regelwerk

Insgesamt gesehen bildet das deutsche kerntechnische Regelwerk eine Pyramide mit dem Grundgesetz (GG /BRD 14/) und anschließend dem Atomgesetz (AtG /ATG 17/) an der Spitze und zunehmender Detaillierung über Verordnungen, allgemeine Verwaltungsvorschriften, Richtlinien, Leitlinien/Empfehlungen der RSK und SSK, bis zur Basis mit KTA-Regeln, DIN-Normen und internationalen technischen Normungen.

Abb. 2.1 Kerntechnische Regelwerkspyramide (Quelle: BMU, /BMU 18/)

Nationales Atom- und Strahlenschutzrecht

Nach Artikel 73 GG (14) /BRD 14/ besitzt der Bund die ausschließliche Gesetzgebung über „die Erzeugung und Nutzung der Kernenergie zu friedlichen Zwecken, die Errichtung und den Betrieb von Anlagen, die diesen Zwecken dienen, den Schutz gegen Gefahren, die bei Freiwerden von Kernenergie oder durch ionisierende Strahlen entstehen, und die Beseitigung radioaktiver Stoffe.“ Diese Aufgabe wurde dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) übertragen und durch § 23 Atomgesetz (AtG), Zuständigkeit des Bundesamtes für Strahlenschutz, zum Teil an dieses delegiert, sowie in gewissem Umfang auch an weitere Bundes- und Landesbehörden (§§ 22, 23a – 23d, 24 AtG), insbesondere auch an das Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit. Das Atomgesetz ist weiterhin die Grundlage der nationalen Regeln für die Sicherheit von Kernanlagen in der Bundesrepublik. Es regelt den Schutz von Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen, den Ausgleich verursachter Schäden, die Erfüllung internationaler Verpflichtungen Deutschlands auf dem Gebiet der Kernenergie und des Strahlenschutzes und soll verhindern, dass durch die Nutzung der Kernenergie die innere oder äußere Sicherheit Deutschlands gefährdet wird.

Zum Schutz gegen die von radioaktiven und insbesondere spaltbaren Stoffen ausgehenden Gefahren und zur Kontrolle ihrer Verwendung knüpft das Atomgesetz die Errichtung und den Betrieb von Kernanlagen an eine behördliche Genehmigung (§ 6 AtG Aufbewahrung von Kernbrennstoffen und § 7 AtG Handhabung von Kernbrennstoffen). Anders als im deutschen technischen Sicherheitsrecht üblich, müssen Schutzmaßnahmen nicht nur dem Stand der Technik, sondern dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Damit muss für eine Genehmigung einer Kernanlage stets auch diejenige Vorsorge gegen Schäden getroffen werden, die nach den neuesten abgesicherten wissenschaftlichen Erkenntnissen für erforderlich gehalten wird.

Das Strahlenschutzvorsorgegesetz (StrVG) schreibt Aufgaben der Umweltüberwachung fest, insbesondere bei Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen.

Aufgrund des Atomgesetzes wurden für den Bereich der Kerntechnik mehrere Verordnungen erlassen. Die wichtigsten betreffen den Strahlenschutz (Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) /STR 14/), das Genehmigungsverfahren (AtVfV) und die Meldung von meldepflichtigen Ereignissen (AtSMV).

Die bisher gültige Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) /STR 14/ wurde vom Strahlenschutzgesetz (StrlSchG, erlassen am 27.06.2017) /STR 17/ zum 01.10.2017 abgelöst. Die letzten Änderungen traten am 31.12.2018 in Kraft. Eine detaillierte Gegenüberstellung der Änderungen und Unterschiede zwischen StrlSchV und StrlSchG findet sich in /SEN 17/. Da aktuelle Genehmigungen auf der StrlSchV beruhen und noch nicht auf dem StrlSchG, wird im Folgenden der Inhalt der StrlSchV für die Störfallanalyse herangezogen.

Das untergeordnete Regelwerk

Das BMU erstellt Richtlinien zu technischen und verfahrensmäßigen Fragen aus dem Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren. Für die Entwicklung des regulatorischen Systems sowie für Stellungnahmen in Genehmigung und Aufsicht spielen darüber hinaus die Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission (RSK) und der Strahlenschutzkommission (SSK) sowie der Entsorgungskommission (ESK) eine wichtige Rolle. Diese unabhängigen Expertengremien beraten das BMU in Fragen der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Entsorgung radioaktiver Abfälle.

Detaillierte Ausführungen technischer Art enthalten die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA). Er formuliert Regelungen, wenn „sich auf Grund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und der Behörden abzeichnet.“ Die entstandenen sicherheitstechnischen Regeln entsprechen allgemein anerkannten Regeln der Technik, können also hinter dem Stand von Wissenschaft und Technik zurückbleiben. Aufgrund der regelmäßigen Überprüfung und ggf. Änderung der verabschiedeten Regeltexte spätestens alle fünf Jahre werden die Regelungen dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Darüber hinaus gilt das konventionelle technische Regelwerk.

Weitere relevante Rechtsvorschriften

Eine Reihe weiterer Gesetze müssen bei der Errichtung und dem Betrieb technischer Anlagen beachtete werden, wie z. B. das Umweltinformationsgesetz (UIG), das Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung (UVPG), das Gesetz über Einheiten im Messwesen und dazugehörende Ausführungsverordnungen (Einheitenverordnung), das Eichgesetz, das Umwelthaftungsgesetz, das Bundesberggesetz, das Bau- und Raumordnungsgesetz, die Verordnung über genehmigungsbedürftige Anlagen, das

Wasserhaushaltsgesetz, das Bundesnaturschutzgesetz, die Trinkwasserverordnung und das Gerätesicherheitsgesetz.

Besonders hervorzuheben sind für Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung:

- Gesetz zum Schutz vor schädlichen Umwelteinwirkungen durch Luftverunreinigungen, Geräusche, Erschütterungen und ähnliche Vorgänge (Bundes-Immissionsschutzgesetz - BImSchG).
- Gesetz über die Vermeidung und Entsorgung von Abfällen (Abfallgesetz - AbfG).
- Chemikaliengesetz (ChemG) und Verordnung zum Schutz vor gefährlichen Stoffen (Gefahrstoffverordnung - GefStoffV).
- Verordnung über Dampfkesselanlagen (Dampfkesselverordnung), Verzeichnis der technischen Regeln für Dampfkessel (TRD), Bauartzulassung nach der Dampfkesselverordnung.
- Verordnung über Druckbehälter, Druckgasbehälter und Füllanlagen (Druckbehälterverordnung - DruckbehV).

Weiterhin erfasst das Strafgesetzbuch (StGB) /SGB 15/ verschiedene kerntechnisch relevante Straftaten. Dazu gehören gemeingefährliche Straftaten (z. B. § 311 Freisetzung ionisierender Strahlung, § 312 Fehlerhafte Herstellung einer kerntechnischen Anlage, und § 307 Herbeiführung einer Explosion durch Kernenergie) und Straftaten gegen die Umwelt (z. B. § 326 Unerlaubter Umgang mit Abfällen, und § 328 Unerlaubter Umgang mit radioaktiven Stoffen und anderen gefährlichen Stoffen und Gütern).

Internationale Verträge

Eine Reihe von bi- und multilateralen Verträgen regelt die Zusammenarbeit und den Informationsaustausch auf dem Gebiet der Kerntechnik, sowie gegenseitige Hilfe bei Katastrophen oder schweren Unfällen.

Wichtige internationale Organisationen sind in diesem Zusammenhang:

International Atomic Energy Agency (IAEA), eine unabhängige, internationale, wissenschaftsorientierte Organisation der UN, die die nukleare Zusammenarbeit fördern soll. Sie unterstützt die Mitglieder bei der friedlichen Nutzung und Erforschung der

Kernenergie, entwickelt Sicherheitsstandards zum Schutz der Umwelt und der Gesundheit, und überwacht die Einhaltung verschiedener Abkommen.

Organisation for Economic Cooperation and Development – Nuclear Energy Agency (OECD-NEA); Die NEA ist eine internationale Organisation der OECD mit derzeit 31 Mitgliedsländern seit 01.01.2013. Sie soll die Mitgliedsstaaten bei der Durchführung und Entwicklung internationaler Kooperationen und Vereinbarungen im Bereich der sicheren, umweltgerechten und wirtschaftlichen Nutzung der Kernenergie unterstützten. Sie arbeitet eng mit der Europäischen Kommission und der IAEA zusammen.

Europäische Atomgemeinschaft, (EURATOM, früher EAG): Die Europäische Atomgemeinschaft (EURATOM) wurde 1957 gemeinsam mit der Europäischen Wirtschaftsgemeinschaft (EWG) in Rom gegründet. EURATOM und E(W)G bildeten seit 1965 zusammen mit der 2002 ausgelaufenen „Europäischen Gemeinschaft für Kohle und Stahl“ (EGKS) die drei Europäischen Gemeinschaften (EG). Der am 01.12.2009 in Kraft getretene Vertrag von Lissabon, durch den diese EG aufgelöst und mit der EU vereinigt wurden, änderte den EURATOM-Vertrag kaum und ließ die EURATOM weiterhin als supranationale Organisation neben der EU bestehen. Aufgrund der weitreichenden energiepolitischen Kompetenzen der EU selbst hat sie allerdings inzwischen stark an Bedeutung verloren. Der Kompetenzbereich von EURATOM ist auf die friedliche Nutzung der Kernenergie beschränkt. Aufgabe von EURATOM ist es, in der EU die zivile Nuklearwirtschaft zu kontrollieren und die Kernforschung und -technik zu fördern. Durch Sicherheitsnormen muss sie für den Gesundheitsschutz der Arbeitskräfte und der Bevölkerung sorgen. Im Rahmen des Vertrages über die Nichtverbreitung von Kernwaffen ist EURATOM für Sicherungsmaßnahmen zuständig und gibt über Europa hinaus technische Hilfe für Entwicklungsländer. Die Dauer des EURATOM-Vertrags ist unbeschränkt.

Wichtige multilaterale Verträge sind die Übereinkommen über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen, Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen oder radiologischen Notfällen, über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety – CNS; /CNS 94/; daraus resultierende Berichte, siehe z. B. /BMU 14/), über nukleare Entsorgung, der Atomwaffensperrvertrag, der Vertrag über das Verbot von Kernwaffenversuchen in der Atmosphäre, im Weltraum und unter Wasser und das Übereinkommen über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie (Pariser Atomhaftungs-Übereinkommen) und Zusatzübereinkommen (Brüsseler Zusatzübereinkommen), sowie

der bereits erwähnte Vertrag zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft (EURATOM) und resultierende Abkommen und Verordnungen.

Beförderung radioaktiver Stoffe

Die Grundlagen zur Beförderung radioaktiver Stoffe wurden in Kap. 1.2.3 dargelegt. Für die Beförderung von Kernbrennstoffen auf öffentlichen Verkehrswegen bedarf es der Genehmigung nach § 4 AtG, sowie bei der Ein- und Ausfuhr der Genehmigung nach § 3 AtG. Für sonstige radioaktive Stoffe bedurfte es bisher der Genehmigung nach § 27 bis § 29 StrlSchV, bzw § 30 StrlSchV bei grenzüberschreitender Verbringung. Die Genehmigung der Beförderung von Kernbrennstoffen und Großquellen sowie deren Rücknahme oder Widerruf liegt nach § 23d (6) AtG in der Zuständigkeit des Bundesamts für kerntechnische Entsorgungssicherheit (BfE).

Verschiedene weitere Gesetze, Verordnungen und internationale Vereinbarungen regeln den Transport radioaktiver Stoffe. Neben allgemeinen Regelungen wie z. B. den „Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material – 2012 Edition" Specific Safety Requirements Series No. SSR-6 /IAE 12/ der IAEO-Empfehlungen für die sichere Beförderung radioaktiver Stoffe, BfS-Schriften 2/91 und dem Gesetz über die Beförderung gefährlicher Güter (Gefahrgutbeförderungsgesetz, GGBefG) gelten für den Transport auf der Straße und durch den Schienenverkehr, die Luftfahrt, und die Binnen- und Seeschifffahrt zusätzliche Regelungen.

Straße: z. B. Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR), Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter auf Straßen (Gefahrgutverordnung Straße – GGVS) und die Richtlinie über einheitliche Verfahren für die Kontrolle von Gefahrguttransporten auf der Straße, umgesetzt in der Verordnung über die Kontrollen von Gefahrguttransporten auf der Straße und in den Unternehmen (GGKontrolV).

Eisenbahn: z. B. Übereinkommen über den internationalen Eisenbahnverkehr (COTIF), Gesetz dazu und Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter mit Eisenbahnen (Gefahrgutverordnung Eisenbahn – GGVE).

Luft: z. B. Abkommen über die internationale Zivilluftfahrt und Gesetze dazu, Luftverkehrsgesetz (LuftVG), Luftverkehrsordnung, Luftverkehrs-Zulassungs-Ordnung, Allgemeine Erlaubnis zur Beförderung gefährlicher Güter im Luftverkehr durch Luftfahrt-

unternehmen in Verbindung mit den ICAO-Gefahrgutvorschriften, „Technical Instructions for the Safe Transport of Dangerous Goods by Air der International Civil Aviation Organization“ (ICAO), einer Sonderorganisation der UN, Regelungen für die Beförderung gefährlicher Güter auf dem Luftweg der International Air Transport Association (IATA)

Binnengewässer: z. B. Binnenschifffahrtsaufgabengesetz, Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf Binnengewässern (Gefahrgutverordnung Binnenschiffahrt – GGVBinSch).

See: Seeschifffahrtsstraßen-Ordnung, Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter mit Seeschiffen (Gefahrgutverordnung See-GGVSee), Richtlinie für den Transport gefährlicher Güter mit Seeschiffen, Internationale Vorschriften über die Beförderung gefährlicher Güter im Seeverkehr (IMDG-Code) der International Maritime Organisation (IMO), einer Sonderorganisation der UN.

2.2.1 Genehmigungs- und Aufsichtssystem

In /BMU 14/ sind die Grundlagen und der Aufbau des Aufsichtssystems zusammengefasst. Die Genehmigung von Kernanlagen ist im Atomgesetz geregelt. Die Errichtung, der Betrieb oder das Innehaben einer ortsfesten Anlage zur Erzeugung, Bearbeitung, Verarbeitung oder zur Spaltung von Kernbrennstoffen, eine wesentliche Veränderung der Anlage oder ihres Betriebes und auch die Stilllegung bedürfen der Genehmigung (§ 7 AtG). Eine solche Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn die im Gesetz genannten Genehmigungsvoraussetzungen durch den Antragsteller erfüllt werden: Zuverlässigkeit und Fachkunde der verantwortlichen Personen, notwendige Kenntnisse der sonstigen tätigen Personen, Vorsorge gegen Schäden nach Stand von Wissenschaft und Technik, Deckung der gesetzlichen Schadensersatzverpflichtungen, Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD) und Berücksichtigung öffentlicher Interessen im Hinblick auf die Umweltauswirkungen. Genehmigungen können zur Gewährleistung der Sicherheit mit Auflagen verbunden werden.

In der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) sind die Benennung der verantwortlichen Personen des Genehmigungsinhabers, die Dosisgrenzwerte für die Strahlenexposition der Beschäftigten und der Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb geregelt. Darüber hinaus enthält sie Planungsrichtwerte für die Auslegung gegen Auslegungsstörfälle.

Die Genehmigung erfolgt durch die jeweiligen Ministerien der einzelnen Bundesländer (vgl. Organigramm Abb. 2.2). Der Bund übt hierbei die Aufsicht über die Länder aus und ist weisungsberechtigt. Der Ablauf des Genehmigungsverfahrens ist in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVfV) näher geregelt. Die zuständige Behörde kann bei der Genehmigung und der Aufsicht Sachverständige zuziehen (§ 20 AtG), ist aber nicht an deren Beurteilung gebunden. Zusätzlich wird die Öffentlichkeit beteiligt, um diejenigen Bürger zu schützen, die von der geplanten Anlage betroffen sein können. Die Genehmigung kann auf Antrag in mehreren Teilschritten erteilt werden. Dabei ist für die erste Teilgenehmigung ein positives Gesamturteil über das sicherheitstechnische Konzept der Anlage erforderlich.

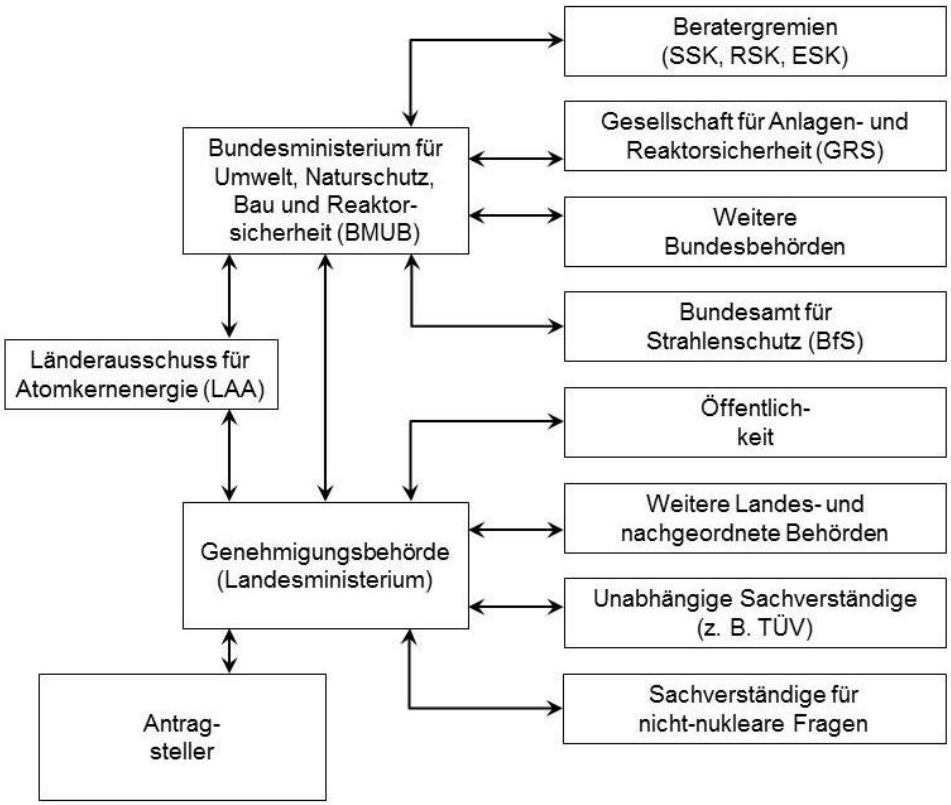

Abb. 2.2 Organisation des Genehmigungsverfahrens

Kerntechnische Anlagen unterliegen während der gesamten Lebensdauer einer staatlichen Aufsicht (§ 19 AtG). Hierbei gilt ähnlich wie im Genehmigungsverfahren, dass die Länder im Auftrag des Bundes handeln und sich durch unabhängige Sachverständige unterstützen lassen. Ziel ist der Schutz der Bevölkerung und der beschäftigten Personen. Die wichtigsten Aufgaben liegen in der Prüfung der Einhaltung der Betriebsvorschriften, die Durchführung der wiederkehrenden Prüfungen, die Auswertung besonderer Vorkommnisse, die ordnungsgemäße Durchführung von Änderungen der Anlage

oder ihres Betriebes, die Strahlenschutzüberwachung des Kernkraftwerkspersonals, die Strahlenschutzüberwachung der Umgebung, die Einhaltung der genehmigten Grenzwerte, die Überwachung der Maßnahmen gegen Störungen oder sonstige Einwirkungen Dritter, den Fachkundeerhalt der verantwortlichen Personen sowie den Kenntniserhalt der sonst tätigen Personen in der Anlage und die Überwachung der Qualitätssicherungsmaßnahmen. Die Betreiber kerntechnischer Anlagen müssen den Aufsichtsbehörden regelmäßig Betriebsberichte vorlegen, die Angaben zum Betriebsverlauf, zu Instandhaltungsmaßnahmen und Prüfungen, zum Strahlenschutz und zu radioaktiven Abfällen enthalten. Sicherheitstechnisch relevante Vorkommnisse in allen kerntechnischen Anlagen sind den Behörden auf Basis der AtSMV zu melden. Zudem ist gem. § 19a AtG eine regelmäßige Überprüfung, Bewertung und kontinuierliche Verbesserung aller kerntechnischen Anlagen nach § 2 (3a) Nr. 1 AtG, also auch der Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung, erforderlich.

Auflagen zur Gewährleistung der Sicherheit können auch nachträglich verfügt werden. Bei einer erheblichen Gefährdung, die nicht in angemessener Zeit beseitigt werden kann, kann die erteilte Genehmigung widerrufen werden. Ein Widerruf ist auch möglich, wenn Genehmigungsvoraussetzungen später wegfallen oder der Betreiber gegen Rechtsvorschriften oder behördliche Entscheidungen verstößt. Bei der Missachtung der gesetzlichen Vorschriften oder der Bestimmungen des Genehmigungsbescheides, oder bei Verdacht auf Gefahr für Leben, Gesundheit und Besitz Dritter kann die zuständige Landesaufsichtsbehörde Schutzmaßnahmen anordnen und die Errichtung oder den Betrieb von Anlagen unterbrechen bzw. einstellen.

2.2.2 Regelwerk für Störfälle

Bei der Behandlung von Störfällen ist das in Kap. 2.2 beschriebene kerntechnische Regelwerk zu beachten. Im Folgenden sollen die besonders relevanten Verordnungen und Empfehlungen näher beschrieben werden. Dabei ist zwischen Vorgaben zur Vorbeugung von Störfällen und der Meldung von Störfällen zu unterscheiden.

Vorbeugende Maßnahmen – Sicherheitsanalysen

Das Genehmigungsverfahren ist in der „Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes“ (AtVfV) näher geregelt. § 3 dieser Verordnung bestimmt die Unterlagen, die dem Antrag beizulegen sind:

1.) ein Sicherheitsbericht, der im Hinblick auf die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz die für die Entscheidung über den Antrag erheblichen Auswirkungen des Vorhabens darlegt und Dritten insbesondere die Beurteilung ermöglicht, ob sie durch die mit der Anlage und ihrem Betrieb verbundenen Auswirkungen in ihren Rechten verletzt werden können. Hierzu muss der Sicherheitsbericht, soweit dies für die Beurteilung der Zulässigkeit des Vorhabens erforderlich ist, enthalten:

   a) eine Beschreibung der Anlage und ihres Betriebes unter Beifügung von Lageplänen und Übersichtszeichnungen;

   b) eine Darstellung und Erläuterung der Konzeption (grundlegende Auslegungsmerkmale), der sicherheitstechnischen Auslegungsgrundsätze und der Funktion der Anlage einschließlich ihrer Betriebs- und Sicherheitssysteme;

   c) eine Darlegung der zur Erfüllung des § 7 Abs. 2 Nr. 3 und § 7 Abs. 2a AtG vorgesehenen Vorsorgemaßnahmen, einschließlich einer Erläuterung der zum Ausschluss oder zur Begrenzung von Auswirkungen auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe vorgesehenen Maßnahmen und deren Aufgaben;

   d) eine Beschreibung der Umwelt und ihrer Bestandteile;

   e) Angaben über die mit der Anlage und ihrem Betrieb verbundene Direktstrahlung und Abgabe radioaktiver Stoffe, einschließlich der Freisetzungen aus der Anlage bei Störfällen im Sinne der §§ 49 und 50 der Strahlenschutzverordnung (Auslegungsstörfälle);

   f) eine Beschreibung der Auswirkungen der unter Buchstabe e dargestellten Direktstrahlung und Abgabe radioaktiver Stoffe auf die in § 1a dargelegten Schutzgüter, einschließlich der Wechselwirkungen mit sonstigen Stoffen;

2.) ergänzende Pläne, Zeichnungen und Beschreibungen der Anlage und ihrer Teile;

3.) Angaben über Maßnahmen, die zum Schutz der Anlage und ihres Betriebs gegen Störmaßnahmen und sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD) nach § 7 Abs. 2 Nr. 5 AtG vorgesehen sind;

4.) Angaben, die es ermöglichen, die Zuverlässigkeit und Fachkunde der für die Errichtung der Anlage und für die Leitung und Beaufsichtigung ihres Betriebes verantwortlichen Personen zu prüfen;

5.) Angaben, die es ermöglichen, die Gewährleistung der nach § 7 Abs. 2 Nr. 2 AtG notwendigen Kenntnisse der bei dem Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen festzustellen;

6.) eine Aufstellung, die alle für die Sicherheit der Anlage und ihres Betriebes bedeutsamen Angaben, die für die Beherrschung von Stör- und Schadensfällen vorgesehenen Maßnahmen sowie einen Rahmenplan für die vorgesehenen Prüfungen an sicherheitstechnisch bedeutsamen Teilen der Anlage (Sicherheitsspezifikationen) enthält;

7.) Vorschläge über die Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen;

8.) eine Beschreibung der anfallenden radioaktiven Reststoffe sowie Angaben über vorgesehene Maßnahmen

   a) zur Vermeidung des Anfalls von radioaktiven Reststoffen;

   b) zur schadlosen Verwertung anfallender radioaktiver Reststoffe und ausgebauter oder abgebauter radioaktiver Anlagenteile entsprechend den in § 1 Nr. 2 bis 4 AtG bezeichneten Zwecken;

   c) zur geordneten Beseitigung radioaktiver Reststoffe oder abgebauter radioaktiver Anlagenteile als radioaktive Abfälle, einschließlich ihrer vorgesehenen Behandlung, sowie zum voraussichtlichen Verbleib radioaktiver Abfälle bis zur Endlagerung;

9.) Angaben über sonstige Umweltauswirkungen des Vorhabens, die zur Prüfung nach § 7 Abs. 2 Nr. 6 AtG für die im Einzelfall in der Genehmigungsentscheidung eingeschlossenen Zulassungsentscheidungen oder für von der Genehmigungsbehörde zu treffende Entscheidungen nach Vorschriften über Naturschutz und Landschaftspflege erforderlich sind; die Anforderungen an den Inhalt der Angaben bestimmen sich nach den für die genannten Entscheidungen jeweils maßgeblichen Rechtsvorschriften.

Bei Vorhaben, die eine Umweltverträglichkeitsprüfung erfordern, sind dem Antrag folgende Unterlagen zusätzlich beizufügen:

1.) eine Übersicht über die wichtigsten, vom Antragsteller geprüften technischen Verfahrensalternativen, einschließlich der Angabe der wesentlichen Auswahlgründe, soweit diese Angaben für die Beurteilung der Zulässigkeit des Vorhabens nach § 7 AtG bedeutsam sein können;

2.) Hinweise auf Schwierigkeiten, die bei der Zusammenstellung der Angaben für die Prüfung nach § 1 a aufgetreten sind, insbesondere soweit diese Schwierigkeiten auf fehlenden Kenntnissen und Prüfmethoden oder auf technischen Lücken beruhen.

Das Bundes-Immissionsschutzgesetz (BImSchV, /BMU 05/) hat den Zweck, Menschen, Tiere und Pflanzen, den Boden, das Wasser, die Atmosphäre sowie Kultur- und sonstige Sachgüter vor schädlichen Umwelteinwirkungen zu schützen und dem Entstehen schädlicher Umwelteinwirkungen vorzubeugen. Die zwölfte Verordnung zur Durchführung des BImSchV (Störfallverordnung – 12. BImSchV) /STÖ 15/ gilt für Betriebsbereiche, in denen gefährliche Stoffe (ab einer angegebenen Mengenschwelle) vorhanden sind. Der Betreiber hat die nach Art und Ausmaß der möglichen Gefahren erforderlichen Vorkehrungen zu treffen, um Störfälle zu verhindern. Dabei sind betriebliche Gefahrenquellen, umgebungsbedingte Gefahrenquellen wie Erdbeben oder Hochwasser, und Eingriffe Unbefugter zu berücksichtigen. Darüber hinaus sind vorbeugende Maßnahmen zu treffen, um die Auswirkungen von Störfällen so gering wie möglich zu halten. In Anlage III dieser Verordnung, „Grundsätze für das Konzept zur Verhinderung von Störfällen und das Sicherheitsmanagementsystem“ sind die Grund-sätze, die das vom Betreiber vorzulegende Konzept zur Verhinderung von Störfällen enthalten muss, genannt. Ein zentraler Punkt hierbei ist die Ermittlung und Bewertung der Gefahr von Störfällen („Festlegung und Anwendung von Verfahren zur systematischen Ermittlung der Gefahren von Störfällen bei bestimmungsgemäßem und nicht bestimmungsgemäßem Betrieb sowie

Abschätzung der Wahrscheinlichkeit und der Schwere solcher Störfälle“). In dem Bericht /MOC 01/ sind Arbeitshilfen zur Erstellung und Prüfung des Konzepts gegeben.

Neben der ständigen Aufsicht durch die Behörden über die Kernkraftwerke und Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung wurde auf Empfehlung der RSK (/RSK 98/) eine Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) zunächst nur für Kernkraftwerke (§ 19a (1) AtG) und später auch für sonstige kerntechnische Anlagen (§ 19a (3) AtG), also auch Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung, eingeführt, die alle zehn Jahre erfolgen soll, siehe hierzu auch /ESK 14/ zur PSÜ für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente (PSÜ-ZL). Diese PSÜ soll neben einer Anlagenkurzbeschreibung eine Sicherheitsstatusanalyse und eine deterministische Sicherheitsanalyse enthalten. Probabilistische Betrachtungen sind im Rahmen der PSÜ-ZL in der Regel nicht erforderlich, da hier im Wesentlichen passive Sicherheitsfunktionen gegeben sind /ESK 14/.

Meldung von Störfällen

Mit der Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung, AtSMV) werden die Betreiber verpflichtet, Betriebsstörungen an die Aufsichtsbehörde zu melden. Sinn ist es, den Sicherheitsstatus der Anlagen zu überwachen und mit den aus den Ereignissen gewonnenen Erkenntnissen die Sicherheit aller kerntechnischen Anlagen zu erhöhen. Meldepflichtige Ereignisse werden entsprechend der ersten Einschätzung den unterschiedlichen Meldekategorien zugeordnet. Hierbei gibt die Anlage 2 der Verordnung Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen an, die nicht der Spaltung von Kernbrennstoffen dienen. Anlage 3 gibt Meldekriterien für Vorkommnisse beim Transport bzw. der Aufbewahrung von abgebrannten Brennelementen und Spaltproduktlösungen an.

Unabhängig hiervon erfolgt die Einstufung der meldepflichtigen Ereignisse nach der Bewertungsskala der Internationalen Atomenergiebehörde, der "International Nuclear Event Scale" INES (vgl. Tab. 2.1).

Die meldepflichtigen Ereignisse sind unterschiedlichen Kategorien zugeordnet, die sich wie folgt zusammenfassend charakterisieren lassen:

Kategorie S (Sofortmeldung – Meldefrist: unverzüglich)
Der Kategorie S sind solche Ereignisse zuzuordnen, die der Aufsichtsbehörde sofort

gemeldet werden müssen, damit sie ggf. in kürzester Frist Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch Ereignisse, die akute sicherheitstechnische Mängel aufzeigen.

- S 1 Vorkommnisse im Bereich der Anlagentechnik
- S 2 Ableitung und Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung
- S 3 Verschleppung oder Abhandenkommen radioaktiver Stoffe
- S 4 Strahlenexposition
- S 5 Einwirkungen von außen sowie anlageninterne Brände, Explosionen und Überflutungen

Kategorie E (Eilmeldung – Meldefrist: innerhalb von 24 Stunden)
Der Kategorie E sind solche Ereignisse zuzuordnen, die zwar keine Sofortmaßnahmen der Aufsichtsbehörde verlangen, deren Ursache aber aus Sicherheitsgründen geklärt und in angemessener Frist behoben werden muss. Dies sind z. B. Ereignisse, die sicherheitstechnisch potentiell – aber nicht unmittelbar – signifikant sind.

- E 1 Vorkommnisse im Bereich der Anlagentechnik
- E 2 Verschleppung radioaktiver Stoffe
- E 3 Einwirkungen von außen sowie anlageninterne Brände, Explosionen und Überflutungen
- E 4 Strahlenexposition

Kategorie N (Normalmeldung – Meldefrist: innerhalb von 5 Tagen)
Der Kategorie N sind Ereignisse von untergeordneter sicherheitstechnischer Bedeutung zuzuordnen. Diese Ereignisse gehen im Allgemeinen nur wenig über routinemäßige betriebstechnische Ereignisse hinaus. Sie werden erfasst und ausgewertet, um eventuelle Schwachstellen bereits im Vorfeld zu erkennen.

- N 1 Vorkommnisse im Bereich der Anlagentechnik
- N 2 Ableitung und Freisetzung radioaktiver Stoffe sowie Vorkommnisse bei der Handhabung radioaktiver Stoffe
- N 3 Einwirkungen von außen sowie anlageninterne Brände, Explosionen und Überflutungen

Kategorie V (Meldefrist: innerhalb von 10 Tagen)

Der Kategorie V sind alle meldepflichtigen Ereignisse während der Errichtung eines Kerntechnischen Anlage zuzuordnen, über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf den späteren sicheren Betrieb der Anlage informiert werden muss.

Tab. 2.1 Bewertungsskala nach INES

Stufe, Kurzbezeichnung	**Aspekt**		
	1. Aspekt: Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage	**2. Aspekt: Radiologische Auswirkungen innerhalb der Anlage**	**3. Aspekt: Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen**
7 Katastrophaler Unfall	Schwerste Freisetzung: Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt in einem weiten Umfeld		
6 Schwerer Unfall	Erhebliche Freisetzung: Voller Einsatz der Katastrophenschutzmaßnahmen		
5 Ernster Unfall	Begrenzte Freisetzung: Einsatz einzelner Katastrophenschutzmaßnahmen	Schwere Schäden am Reaktorkern / an den radiologischen Barrieren	
4 Unfall	Geringe Freisetzung: Strahlenexposition der Bevölkerung etwa in der Höhe der natürlichen Strahlenexposition	Begrenzte Schäden am Reaktorkern / an den radiologischen Barrieren, Strahlenexposition beim Personal mit Todesfolge	
3 Ernster Störfall	Sehr geringe Freisetzung: Strahlenexposition der Bevölkerung in Höhe eines Bruchteils der natürlichen Strahlenexposition	Schwere Kontaminationen, akute Gesundheitsschäden beim Personal	Beinahe Unfall: Weitgehender Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen
2 Störfall		Erhebliche Kontamination, unzulässig hohe Strahlenexposition beim Personal	Störfall: Begrenzter Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen
1 Störung			Abweichung von den zulässigen Bereichen für den sicheren Betrieb der Anlage

Die Katastrophenschutz-Richtlinie sowie die „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ der Strahlenschutzkommission /SSK 15/ verpflichten den Betreiber einer kerntechnischen Anlage, die für ihn zuständige Katastrophenschutzbehörde unverzüglich zu alarmieren, wenn bei einem eingetretenen Ereignis die Voraussetzungen für eine der beiden Alarmstufen Katastrophenvoralarm oder Katastrophenalarm zu besorgen sind. Diese sind wie folgt definiert:

a) Voralarm wird ausgelöst, wenn bei einem Ereignis in der kerntechnischen Anlage bisher noch keine oder nur eine im Vergleich zu den Auslösekriterien für Katastrophenalarm geringe Auswirkung auf die Umgebung eingetreten ist, jedoch aufgrund des Anlagenzustandes nicht ausgeschlossen werden kann, dass Auswirkungen, die den Auslösekriterien für Katastrophenalarm entsprechen, eintreten könnten (/SSK 15/ Abs. 3.8.2).

b) Katastrophenalarm wird ausgelöst, wenn bei einem Unfall in der kerntechnischen Anlage eine gefahrbringende Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung festgestellt ist oder droht (/SSK 15/ Abs. 3.8.3).

Zu diesen beiden Begriffen wurden in gemeinsamen Empfehlungen der SSK und RSK Kriterien bezüglich Anlagenzustand und Freisetzungen aufgestellt, sodass dem jeweiligen Betreiber eindeutige Richtwerte für seine Entscheidung für eine Alarmierung an die Hand gegeben werden können.

Einen Überblick über eingetretene meldepflichtige Ereignisse sowie den daraus resultierten Schäden geben u. a. die folgenden Berichtsreihen:

- Eine jährlich erscheinende Schriftenreihe des Bundesamtes für Strahlenschutz beschäftigt sich mit meldepflichtigen Ereignissen in Anlagen der nuklearen Ver- und -entsorgung in Deutschland z. B. /BFS 14/.
- Von der GRS werden seit 1985 alle zwei Jahre Berichte zu Vorkommnissen in ausländischen Kernbrennstoffversorgungsanlagen herausgegeben, aktuell z. B. im Juni 2015 /GRS 15/), und in unregelmäßigen Abständen auch zu anderen Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung (z. B. /GRS 97/).

2.3 Schutzziele und Grundanforderungen

Die radiologischen Schutzziele, die der technischen Auslegung von kerntechnischen Anlagen zugrunde zu legen und beim Betrieb einzuhalten sind, bestehen darin,

- jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt zu vermeiden (§ 6 Abs. 1 StrlSchV);
- Dosisgrenzwerte und Störfallplanungswerte einzuhalten (§ 5 StrlSchV, zu berücksichtigen für den bestimmungsgemäßen Betrieb i. V. m. §§ 46, 47, 55, 56 StrlSchV sowie für Störfälle und Unfälle i. V. m. §§ 49, 50, 53, 57 - 59, 117 Abs. 16 StrlSchV);
- jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte so gering wie möglich zu halten (§ 6 Abs. 2 StrlSchV, zu berücksichtigen i. V. m. §§ 46, 47, 49 - 51, 53, 55 - 59 StrlSchV).

Bei der Planung baulicher oder sonstiger technischer Schutzmaßnahmen gegen auslegungsbestimmende Störfälle sind unbeschadet der Forderung (1)

- für die in § 49 Abs. 2 StrlSchV genannten Anlagen zur Aufbewahrung bestrahlter Kernbrennstoffe an den Standorten der Kernkraftwerke sowie für Anlagen des Bundes zur Sicherstellung radioaktiver Abfälle und für Endlager sinngemäß die Anforderungen des § 49 Abs. 1 StrlSchV[4] und

- für sonstige kerntechnische Anlagen sowie für die in § 50 Abs. 3 StrlSchV genannten Tätigkeiten bei einer Überschreitung der Störfallschwellen vom Typ 2a (siehe Kap. 2.4.1) die Anforderungen des § 50 Abs. 1 StrlSchV

zugrunde zu legen. Für einen in § 53 Abs. 4 StrlSchV genannten Umgang mit radioaktiven Stoffen bei einer Überschreitung der Störfallschwellen vom Typ 2b (siehe Kap. 2.4.1) gelten die Anforderungen des § 53 Abs. 1 und 2 StrlSchV zur Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignissen.

[4] Die Anforderungen des § 49 Abs. 1 StrlSchV gelten vor allem für Kernkraftwerke, die hier jedoch nicht betrachtet werden.

Das Genehmigungsverfahren ist in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVfV) /BMU 06/ geregelt. § 3 AtVfV bestimmt die Unterlagen, die dem Antrag beizulegen sind, vor allem ein Sicherheitsbericht, der im Hinblick auf die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz die für die Entscheidung über den Antrag erheblichen Auswirkungen des Vorhabens darlegt und Dritten insbesondere die Beurteilung ermöglicht, ob sie durch die mit der Anlage und ihrem Betrieb verbundenen Auswirkungen in ihren Rechten verletzt werden können. Bestandteil des Sicherheitsberichts ist eine Störfallanalyse, in der die zur Erfüllung des § 7 Abs. 2 Nr. 3 und Abs. 2a AtG vorgesehenen Vorsorgemaßnahmen zur Vermeidung von Störfällen i. S. der §§ 49 und 50 StrlSchV oder Begrenzung von deren Auswirkungen (Einhaltung der Grenzwerte der §§ 49 Abs. 1 und 117 Abs. 16 StrlSchV) darzulegen sind.

Die sich aus dem Obigen ergebenden Anforderungen an die Störfallvorsorge sowie an eine Störfallanalyse sind:

- Anforderungen an die i. S. des § 49 Abs. 1 Satz 2 StrlSchV ausreichende Störfallvorsorge, die bei der sicherheitstechnischen Auslegung und dem Betrieb von kerntechnischen Anlagen sowie bei der Festlegung von Anforderungen an die radioaktiven Abfälle und an den Umgang mit diesen in einer kerntechnischen Anlage unter Störfallgesichtspunkten zugrunde zu legen sind. Diese Randbedingungen betreffen auch die unter Störfallgesichtspunkten relevanten Aspekte des bestimmungsgemäßen Betriebs.
- Anforderungen an eine Störfallanalyse, die bei der Sicherheitsbewertung der Auslegung und des Betriebs einer kerntechnischen Anlage unter Störfallgesichtspunkten zu berücksichtigen sind.

Nicht Gegenstand der im Folgenden betrachteten Störfallvorsorge sind die Anforderungen

- nach § 7 Abs. 2 Nr. 4 AtG im Hinblick auf die Haftung bei Schäden,
- nach § 7 Abs. 2 Nr. 5 AtG auf den Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter, sowie
- aufgrund internationaler Vereinbarungen zur Kontrolle spaltbaren Materials, und
- nach dem Bergrecht.

Für Anlagen zur Aufbewahrung bestrahlter Kernbrennstoffe nach § 6 AtG an den Standorten der Kernkraftwerke sind die Anforderungen an die Störfallvorsorge sowie an eine Störfallanalyse in den entsprechenden sicherheitstechnischen Leitlinien /ESK 13/, /ESK 14/ weiter konkretisiert. Für Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung sind sie in einem Störfall-Leitfaden weiter konkretisiert. Für sonstige kerntechnische Anlagen außer für Kernkraftwerke, die hier nicht betrachtet werden, existieren derzeit noch keine derartigen Konkretisierungen.

2.4 Störfall

Ein Störfall ist in § 3 Abs. 2 Nr. 28 StrlSchV definiert als Ereignisablauf, bei dessen Eintreten der Betrieb einer kerntechnischen Anlage oder die Tätigkeit aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann und für den die kerntechnische Anlage auszulegen ist oder für den bei der Tätigkeit vorsorglich Schutzvorkehrungen vorzusehen sind. Sicherheitstechnisch relevant i. S. des § 3 Abs. 2 Nr. 28 StrlSchV kann eine Freisetzung radioaktiver Stoffe am Ereignisort in begehbare Betriebsbereiche sein, unabhängig davon, ob nachfolgend diese Stoffe aus der kerntechnischen Anlage freigesetzt werden oder nicht. Eine solche Freisetzung wird im Folgenden als „sicherheitsrelevant“ bezeichnet. Zur Bewertung der Sicherheitsrelevanz potenzieller Ereignisabläufe werden nachfolgend die Festlegungen des Störfall-Leitfadens /BFS 12/ zu Störfallschwellen und Störfallklassen sowie zu Abgrenzungen zum anomalen Betrieb, Unfall und Restrisiko wiedergegeben. Diese gelten für Endlager und soweit übertragbar auch für weitere kerntechnische Anlagen außer für Kernkraftwerke, die hier nicht betrachtet werden.

2.4.1 Störfallschwellen

Störfallschwellen(werte) sind Kriterien für eine erste Klassifizierung potenzieller Ereignisabläufe. Für die an einem potenziellen Ereignisort vorliegende Aktivität bzw. spezifische Aktivität und nicht festhaftende Oberflächenkontamination (sofern eine feste Oberfläche vorhanden ist) gelten drei Typen von Störfallschwellen. Diese Störfallschwellen betragen jeweils das im Folgenden genannte Vielfache der Freigrenzen für Aktivität und spezifische Aktivität sowie der Grenzwerte für Oberflächenkontaminationen in Anlage III Tabelle 1 Spalten 2, 3 und 4 StrlSchV. Bei Vorliegen mehrerer Radionuklide sind die Summenformeln in den Erläuterungen zu Tabelle 1 Spalten 2, 3 und 4 der Anlage III StrlSchV anzuwenden. Eine Unterschreitung der Störfallschwellen hat die in der Tab. 2.2 aufgeführten Konsequenzen /BFS 12/.

Tab. 2.2 Konsequenzen der Unterschreitung von Störfallschwellen nach Strahlenschutzverordnung

Vielfaches	Konsequenz bei Unterschreitung
100	der potenzielle Ereignisablauf ist kein Störfall i. S. des § 2 Abs. 2 Nr. 28 StrlSchV; eine etwaige Freisetzung radioaktiver Stoffe ist unter Störfallgesichtspunkten nicht sicherheitsrelevant (Typ 1)
1,0E+07	bauliche oder technische Schutzmaßnahmen zur Begrenzung der Strahlenexposition nach § 50 Abs. 1 StrlSchV für die in § 50 Abs. 3 StrlSchV genannten Tätigkeiten (Typ 2a) und eine Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignissen nach § 53 Abs. 1 und 2 für den in Abs. 4 StrlSchV genannten Umgang mit radioaktiven Stoffen (Typ 2b) sind nicht erforderlich
1,0E+10	Dieselben Konsequenzen für umschlossene radioaktive Stoffe gemäß § 3 Abs. 2 Nr. 29b StrlSchV

Die genannten Konsequenzen gelten nur, wenn hinreichend sichergestellt ist, dass keine Auswirkungen auf anderenorts ggf. vorliegende radioaktive Stoffe möglich sind (z. B. durch eine Brandübertragung oder eine sich selbst erhaltende Kernreaktion). Sie gelten somit auch für einen Umgang mit Kernbrennstoffen i. S. des § 2 Abs. 1 i. V. m. Abs. 3 AtG, wenn hinreichend sichergestellt ist, dass diese Kernbrennstoffe derart in der kerntechnischen Anlage verteilt sind, dass die am potenziellen Ereignisort vorliegenden Kernbrennstoffe als sonstige radioaktive Stoffe i. S. des § 2 Abs. 3 AtG gelten und ein Zusammenwirken mit anderenorts ggf. vorliegenden Kernbrennstoffen ausgeschlossen ist.

Bei einer Freisetzung flüssiger oder fester radioaktiver Stoffe (z. B. kontaminierter Lösungen und Feststoffe) in die begehbaren Betriebsbereiche ist deren spezifische Aktivität maßgebend, sofern die freigesetzten Stoffe in der Betriebsphase vollständig innerhalb der kerntechnischen Anlage verbleiben. Anderenfalls ist die vor Eintreten des Ereignisses am potenziellen Ereignisort vorliegende Gesamtaktivität maßgebend.

2.4.2 Störfallklassen

Potenzielle Ereignisabläufe umfassen in der Regel /BFS 12/

- ein primäres Ereignis (z. B. einen Brand),
- die Freisetzung radioaktiver Stoffe am Ereignisort infolge des primären Ereignisses,

- ihre Ausbreitung mit der Fortluft geschlossener Betriebsbereiche bis zum Ort ihrer Freisetzung aus der kerntechnischen Anlage (z. B. ein Fortluftkamin),
- ihre Ausbreitung in der Umgebung der kerntechnischen Anlage sowie
- die Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung der kerntechnischen Anlage und des Personals.

Dabei wird in zwei Störfallklassen unterschieden /BfS 12/:

(1) müssen entweder die Störfallplanungswerte nach § 49 Abs. 1 StrlSchV bzw. nach § 117 Abs. 16 StrlSchV eingehalten werden, wobei eine störfallbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der kerntechnischen Anlage gemäß dem Minimierungsgebot nach § 6 Abs. 2 StrlSchV auch unterhalb der Grenzwerte des § 49 Abs. 1 StrlSchV so gering wie möglich zu halten ist (Definition der Störfallklasse 1),

(2) oder es muss eine ausreichende Vorsorge nach dem Stand von Wissenschaft und Technik gegen Störfälle getroffen sein, um eine störfallbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der kerntechnischen Anlage gemäß dem Vermeidungsgebot nach § 6 Abs. 1 StrlSchV zu vermeiden (Definition der Störfallklasse 2).

Zur Ermittlung möglicher Strahlenexpositionen des Personals und der der Bevölkerung bei einem Ereignisablauf der Störfallklasse 1 sind die Vorgaben zur Berechnung

- der Quellterme für die Freisetzung radioaktiver Stoffe am potenziellen Ereignisort gemäß Kap. 6 (Radionuklide) und 7 (Uranhexafluorid) dieses Störfallhandbuchs,
- der möglichen Strahlenexposition des Personals (Dosis gemäß Kap. 18.2 in /BFS 12/),
- der Ausbreitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft bis zum Ort ihrer Freisetzung aus der kerntechnischen Anlage gemäß Kap. 9 (Atmosphäre) und 10 (Grundwasser und Boden) dieses Störfallhandbuchs,
- der möglichen Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung der kerntechnischen Anlage, Dosis gemäß Kap. 3 (Methodik der Störfallanalyse) dieses Störfallhandbuchs, zugrunde zu legen. Die Vorgaben der ersten beiden Punkte gelten auch für die als potenzielle anlageninterne Unfälle nach Kap. 2.4.4 (1) identifizierten Ereignisabläufe der Störfallklasse 2.

Als Aktivitätsinventar potenziell kontaminierter Lösungen, Feststoffe und Gegenstände (d. h. solcher, deren Kontamination nicht quantitativ bekannt, jedoch nicht auszuschließen ist) ist das 100-fache der Freigrenzen für Aktivität und spezifische Aktivität sowie Grenzwerte für Oberflächenkontaminationen (sofern eine feste Oberfläche vorhanden ist) in Anlage. III Tabelle 1 Spalten 2, 3 und 4 StrlSchV zu unterstellen.

Für die jeweils betrachteten Ereignisabläufe der Störfallklasse 1 ist die maximale Ausschöpfung der Störfallplanungswerte des § 49 Abs. 1 StrlSchV für die effektive Dosis und die Organdosen aller in Anlage VII, Teil B StrlSchV genannten Referenzpersonen zu bestimmen. Die Störfallplanungswerte werden eingehalten, wenn die so bestimmte maximale Ausschöpfung weniger als 1 beträgt. Damit ist auch der für die in § 50 Abs. 3 StrlSchV genannten Tätigkeiten erforderliche Nachweis der Einhaltung des zahlengleichen Störfallplanungswerts des § 117 Abs. 16 StrlSchV für die effektive Dosis erbracht.

Für die Zuordnung eines Ereignisablaufs zur Störfallklasse 2 muss

a) entweder die Störfallvorsorge mindestens an einer Stelle des Ereignisablaufs innerhalb der kerntechnischen Anlage greifen, um eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der kerntechnischen Anlage zu vermeiden („keine Freisetzung in die Umgebung“), wobei nach Möglichkeit bereits das primäre Ereignis bzw. eine Freisetzung am Ereignisort aus den vorgesehenen Umschließungen der radioaktiven Stoffe gemäß dem Vermeidungsgebot des § 6 Abs. 1 StrlSchV vermieden werden sollen („keine Freisetzung am Ereignisort“),
b) oder die am potenziellen Ereignisort freigesetzte Aktivität so gering sein (z. B. durch Begrenzung der dort vorliegenden Aktivität bzw. der spezifischen Aktivität und der nicht festhaftenden Oberflächenkontamination unter die Störfallschwellen vom Typ 1), dass das Ereignis kein Störfall i. S. des § 3 Abs. 2 Nr. 28 StrlSchV ist („keine sicherheitsrelevante Freisetzung“).

Die zur Zuordnung eines Ereignisablaufs zur Störfallklasse 2 erforderliche Vorsorge unterliegt dem Grundsatz der Verhältnismäßigkeit nach dem Übermaßverbot.

Für potenziell kontaminierte Lösungen, Feststoffe und Gegenstände kann aufgrund ihres oben unterstellten Aktivitätsinventars eine Zuordnung zur Störfallklasse 2 nur auf Basis der Möglichkeit a) erfolgen.

Unterschreitet der gemäß Kap. 6 und 7 ermittelte Quellterm am potenziellen Ereignisort die Störfallschwellen vom Typ 1, kann der potenzielle Ereignisablauf auf Basis der Möglichkeit b) der Störfallklasse 2 statt 1 zugeordnet werden, da eine solche Freisetzung nicht sicherheitsrelevant ist.

2.4.3 Abgrenzung zum anomalen Betrieb

Ein anomaler Betriebszustand ist eine Unterbrechung des ungestörten Normalbetriebs, die routinemäßig behoben werden kann, und bei der die Abgabe flüchtiger radioaktiver Stoffe auf hierfür vorgesehenen Wegen erfolgt und die Grenzwerte des § 54 StrlSchV für nicht beruflich strahlenexponierte Personen, die in der kerntechnischen Anlage beruflich tätig sind, die Grenzwerte des § 55 StrlSchV für beruflich strahlenexponierte Personen, die Grenzwerte der §§ 46 und 47 StrlSchV für die Strahlenexposition der Bevölkerung und die Ableitung radioaktiver Stoffe sowie die in der Genehmigung der jeweiligen kerntechnischen Anlage festgelegten anlagenspezifischen Grenz- bzw. Schwellenwerte für die Ableitung radioaktiver Stoffe eingehalten werden.

Kann ein potenzieller Ereignisablauf auch ohne Kreditnahme von etwaig vorhandenen Störfallvorsorgemaßnahmen aufgrund der Einhaltung der genannten Randbedingungen als anomaler Betriebszustand eingestuft werden, ist er nur in der Sicherheitsanalyse des bestimmungsgemäßen Betriebs, jedoch nicht in der Störfallanalyse zu betrachten. Alle anderen Ereignisabläufe sind unbeschadet dessen, ob sie aufgrund der vorhandenen Störfallvorsorgemaßnahmen als anomale Betriebszustände eingestuft werden können oder nicht, in der Störfallanalyse zu betrachten.

Ein Ereignisablauf der Störfallklasse 2 ist als anomaler Betriebszustand einzustufen, sofern die ggf. entstandene Kontamination des potenziellen Ereignisorts routinemäßig behoben werden kann und die oben genannten Randbedingungen eingehalten werden. Die Voraussetzungen dafür gelten als erfüllt, wenn

a) der Ereignisablauf durch Störfallvorsorgemaßnahmen vermieden werden kann („keine Freisetzung am Ereignisort“) oder

b) die am potenziellen Ereignisort vorliegende Aktivität bzw. die spezifische Aktivität und die nicht festhaftenden Oberflächenkontaminationen (sofern eine feste Oberfläche vorhanden ist) die Störfallschwellen vom Typ 1 unterschreiten („keine sicherheitsrelevante Freisetzung“) oder

c) die in die begehbaren Betriebsbereiche freigesetzten radioaktiven Stoffe (z. B. potenziell kontaminierte oder kontaminierte Lösungen) in der Betriebsphase vollständig innerhalb der kerntechnischen Anlage verbleiben („keine Freisetzung in die Umgebung“), sofern die oben genannten Dosisgrenzwerte für das Personal eingehalten werden /BFS 12/.

Anderenfalls ist die Einhaltung der Randbedingungen nachzuweisen. Entsprechend eingestufte Ereignisabläufe der Störfallklasse 2 stellen eine Untermenge der anomalen Betriebszustände dar, bei denen eine sicherheitsrelevante Freisetzung radioaktiver Stoffe durch Störfallvorsorgemaßnahmen vermieden wird.

Alle anderen Ereignisabläufe gelten unbeschadet ihrer Zuordnung zur Störfallklasse 1 oder 2 nicht als anomale Betriebszustände.

2.4.4 Abgrenzung zum Unfall

Ein Unfall ist in § 3 Abs. 2 Nr. 35 StrlSchV definiert als Ereignisablauf, der für eine oder mehrere Personen eine effektive Dosis von mehr als 50 mSv zur Folge haben kann. Da diese Definition sowohl Personen in der Umgebung der kerntechnischen Anlage als auch das Personal einschließt, ist folglich ein Unfall

(1) entweder ein Ereignisablauf der Störfallklasse 2, bei dem lediglich die Strahlenexposition des Personals maßgebend ist und dabei der betreffende zahlengleiche Grenzwert des § 55 Abs. 1 StrlSchV für die effektive Dosis im Einzelfall überschritten wird (Auslegungsstörfall der Störfallklasse 2),

(2) oder ein Ereignisablauf der Störfallklasse 1, bei dem lediglich das Personal mehr als die oben genannte Dosis erhält, aber der zahlengleiche Störfallplanungswert der §§ 49 Abs. 1 und 117 Abs. 16 StrlSchV für die effektive Dosis für Personen in der Umgebung der kerntechnischen Anlage (unbeschadet einer Überschreitung der Störfallplanungswerte des § 49 Abs. 1 für Organdosen) eingehalten wird (Auslegungsstörfall der Störfallklasse 1 oder auslegungsüberschreitender Störfall, bei dem lediglich eine Überschreitung der Störfallplanungswerte für die Organdosen vorliegt),

(3) oder ein Ereignisablauf der Störfallklasse 1, bei dem unbeschadet der Strahlenexposition des Personals Personen in der Umgebung der kerntechnischen Anlage mehr als die oben genannte Dosis erhalten (auslegungsüberschreitender Störfall) /BFS 12/.

Demnach sind Unfälle u. a. eine Untermenge der Störfälle. Unfälle, bei denen nur das Personal mehr als die oben genannte Dosis erhält, können sich auch im bestimmungsgemäßen Betrieb ereignen, z. B. bei äußerer Strahlenexposition.

Eine kerntechnische Anlage ist zur Unfallvermeidung und zusätzlich zur Störfallvorsorge derart auszulegen und die Anforderungen an die einzulagernden und erforderlichenfalls rückzuholenden oder umzulagernden Abfallgebinde sind derart festzulegen, dass der Grenzwert des § 55 Abs. 1 StrlSchV für die effektive Dosis des Personals im Einzelfall eingehalten wird.

2.4.5 Abgrenzung zum Restrisiko

Das Restrisiko beschreibt die Gefahren eines Systems trotz durchgeführter Maßnahmen zur Minderung eines Risikos. So definiert DIN EN ISO 12100 /DIN 10/ das Restrisiko als das Risiko, dass verbleibt, nachdem Schutzmaßnahmen getroffen wurden. Es besteht aus einem abschätzbaren und einem unbekannten Anteil. Das Bundesverfassungsgericht hat das zu akzeptierende Restrisiko definiert als „hypothetische Unfallabläufe jenseits des menschlichen Erkenntnisvermögens“ (Kalkar-Beschluss, 8. August 1978 /BVG 78/).

Diese Betrachtungsweise wird auch der Auslegung von weiteren kerntechnischen Anlagen (d. h. andere als Kernkraftwerke welche hier nicht betrachtet werden) zugrunde gelegt, indem in /BFS 12/ keine Anforderungen zur Vermeidung von Ereignisabläufen gestellt werden, die gemäß obiger Definition dem Restrisiko zuordenbare Unfälle sind. Es werden lediglich Anforderungen zur Störfallfrüherkennung und Vorbereitung der Schadensbekämpfung gestellt, die auch zur Minimierung der Auswirkungen etwaiger Restrisiko-Ereignisabläufen dienen.

In Teil C dieses Störfallhandbuchs werden die in einer Störfallanalyse zu berücksichtigenden Ereignisabläufe beschrieben, und damit von den Restrisiko-Ereignisabläufen abgegrenzt.

2.5 Begriffsdefinitionen zu den Störereignissen

2.5.1 Gesetzlich definierte Grundbegriffe

Atomgesetz

- **Radioaktive Stoffe** (Kernbrennstoffe und sonstige radioaktive Stoffe) im Sinne dieses Gesetzes sind alle Stoffe, die ein Radionuklid oder mehrere Radionuklide enthalten und deren Aktivität oder spezifische Aktivität im Zusammenhang mit der Kernenergie oder dem Strahlenschutz nach den Regelungen dieses Gesetzes oder einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung nicht außer Acht gelassen werden kann.

- **Kernbrennstoffe** sind besondere spaltbare Stoffe in Form von ^{239}Pu und ^{241}Pu, mit den Isotopen 235 oder 233 angereichertem Uran, jedem Stoff, der einen oder mehrere der oben genannten Stoffe enthält, Stoffe, mit deren Hilfe in einer geeigneten Anlage eine sich selbst tragende Kettenreaktion aufrechterhalten werden kann und die in einer Rechtsverordnung bestimmt werden.

- **Nukleares Ereignis**: jedes einen Schaden verursachende Geschehnis oder jede Reihe solcher aufeinander folgender Geschehnisse desselben Ursprungs, sofern das Geschehnis oder die Reihe von Geschehnissen oder der Schaden von den radioaktiven Eigenschaften oder einer Verbindung der radioaktiven Eigenschaften mit giftigen, explosiven oder sonstigen gefährlichen Eigenschaften von Kernbrennstoffen oder radioaktiven Erzeugnissen oder Abfällen oder von den von einer anderen Strahlenquelle innerhalb der Kernanlage ausgehenden ionisierenden Strahlungen herrührt oder sich daraus ergibt.

- **Kernanlage**: Reaktoren, ausgenommen solche, die Teil eines Beförderungsmittels sind; Fabriken für die Erzeugung oder Bearbeitung von Kernmaterialien, Fabriken zur Trennung der Isotope von Kernbrennstoffen, Fabriken für die Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe; Anlagen zur endgültigen Beseitigung von Kernmaterialien; Einrichtungen für die Lagerung von Kernmaterialien, ausgenommen die Lagerung solcher Materialien während der Beförderung; eine Kernanlage kann auch bestehen aus zwei oder mehr Kernanlagen eines einzigen Inhabers, die sich auf demselben Gelände befinden, zusammen mit anderen Anlagen auf diesem Gelände, in denen sich radioaktive Materialien befinden.

- **Radioaktive Erzeugnisse oder Abfälle**: radioaktive Materialien, die dadurch hergestellt oder radioaktiv gemacht werden, dass sie einer mit dem Vorgang der

Herstellung oder Verwendung von Kernbrennstoffen verbundenen Bestrahlung ausgesetzt werden, ausgenommen a) Kernbrennstoffe, b) Radioisotope außerhalb einer Kernanlage, die das Endstadium der Herstellung erreicht haben, sodass sie für industrielle, kommerzielle, landwirtschaftliche, medizinische, wissenschaftliche Zwecke oder zum Zweck der Ausbildung verwendet werden können.

- **Kernmaterialien**: Kernbrennstoffe (ausgenommen natürliches und abgereichertes Uran) sowie radioaktive Erzeugnisse und Abfälle;

- **Inhaber einer Kernanlage**: derjenige, der von der zuständigen Behörde als Inhaber einer solchen bezeichnet oder angesehen wird.

Strahlenschutzverordnung

- **Tätigkeiten** sind: a) der Betrieb von Anlagen zur Erzeugung von ionisierenden Strahlen, b) der Zusatz von radioaktiven Stoffen bei der Herstellung bestimmter Produkte oder die Aktivierung dieser Produkte, c) sonstige Handlungen, die die Strahlenexposition oder Kontamination erhöhen können, aa) weil sie mit künstlich erzeugten radioaktiven Stoffen erfolgen oder bb) weil sie mit natürlich vorkommenden radioaktiven Stoffen erfolgen, und diese Handlungen aufgrund der Radioaktivität dieser Stoffe oder zur Nutzung dieser Stoffe als Kernbrennstoff oder zur Erzeugung von Kernbrennstoff durchgeführt werden.

- **Arbeiten**[5] sind: Handlungen, die, ohne Tätigkeit zu sein, bei natürlich vorkommender Radioaktivität die Strahlenexposition oder Kontamination erhöhen können a) im Zusammenhang mit der Aufsuchung, Gewinnung, Erzeugung, Lagerung, Bearbeitung, Verarbeitung und sonstigen Verwendung von Materialien, b) soweit sie mit Materialien erfolgen, die bei betrieblichen Abläufen anfallen, soweit diese Handlungen nicht bereits unter Buchstabe a fallen, c) im Zusammenhang mit der Verwertung oder Beseitigung von Materialien, die durch Handlungen nach Buchstabe a oder b anfallen, d) durch dabei einwirkende natürliche terrestrische Strahlungsquellen, insbesondere von ^{222}Rn und Radonzerfallsprodukten, soweit diese Handlungen nicht bereits unter Buchstaben a bis c fallen und nicht zu einem unter Buchstabe a genannten Zweck erfolgen, oder e) im Zusammenhang mit der Berufsausübung des fliegenden Personals in Flugzeugen. Nicht als Arbeiten im Sinne dieser Verordnung

[5] Die Abgrenzung zwischen „Tätigkeiten“ und „Arbeiten“ ist im StrlSchG entfallen; dort ist nur noch von „Tätigkeiten“ die Rede.

gelten die landwirtschaftliche, forstwirtschaftliche oder bautechnische Bearbeitung der Erdoberfläche, soweit diese Handlungen nicht zum Zwecke der Entfernung von radioaktiven Verunreinigungen von Grundstücken nach § 101 StrlSchV erfolgen.

- **Abfälle:**

  a. **radioaktive Abfälle:** Radioaktive Stoffe im Sinne des § 2 Abs. 1 AtG, die nach § 9a AtG geordnet beseitigt werden müssen, ausgenommen Ableitungen im Sinne des § 47.

  b. **Behandlung radioaktiver Abfälle:** Verarbeitung von radioaktiven Abfällen zu Abfallprodukten (z. B. durch Verfestigen, Einbinden, Vergießen oder Trocknen).

  c. **Abfallgebinde:** Einheit aus Abfallprodukt, auch mit Verpackung, und Abfallbehälter.

  d. **Abfallprodukt:** Verarbeiteter radioaktiver Abfall ohne Verpackung und Abfallbehälter.

  e. **Ableitung:** Abgabe flüssiger, aerosolgebundener oder gasförmiger radioaktiver Stoffe aus Anlagen und Einrichtungen auf hierfür vorgesehenen Wegen.

- **Aktivität, spezifische**: Verhältnis der Aktivität eines Radionuklids zur Masse des Materials, in dem das Radionuklid verteilt ist. Bei festen radioaktiven Stoffen ist die Bezugsmasse für die Bestimmung der spezifischen Aktivität die Masse des Körpers oder Gegenstandes, mit dem die Radioaktivität bei vorgesehener Anwendung untrennbar verbunden ist. Bei gasförmigen radioaktiven Stoffen ist die Bezugsmasse die Masse des Gases oder Gasgemisches;

- **Aktivitätskonzentration**: Verhältnis der Aktivität eines Radionuklids zum Volumen des Materials, in dem das Radionuklid verteilt ist;

- **Anlagen**: Anlagen im Sinne dieser Verordnung sind Anlagen im Sinne der §§ 7 und 9a Abs. 3 Satz 1 Halbsatz 2 AtG sowie Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen im Sinne des § 11 Abs. 1 Nr. 2 AtG, die geeignet sind, Photonen oder Teilchenstrahlung gewollt oder ungewollt zu erzeugen (insbesondere Elektronenbeschleuniger, Ionenbeschleuniger, Plasmaanlagen).

- **Bestrahlungsvorrichtung:** Gerät mit Abschirmung, das umschlossene radioaktive Stoffe enthält oder Bestandteil von Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen ist und das zeitweise durch Öffnen der Abschirmung oder Ausfahren dieser radioaktiven Stoffe ionisierende Strahlung aussendet, a) die im Zusammenhang mit der

Anwendung am Menschen in der Medizin oder am Tier in der Tierheilkunde verwendet wird oder b) mit der zu anderen Zwecken eine Wirkung in den zu bestrahlenden Objekten hervorgerufen werden soll und bei dem die Aktivität 2×10^{13} Becquerel überschreitet.

- **Betriebsgelände**: Grundstück, auf dem sich Anlagen oder Einrichtungen befinden, und zu dem der Zugang zu, oder auf dem die Aufenthaltsdauer von Personen durch den Strahlenschutzverantwortlichen beschränkt werden können.
- **Dekontamination**: Beseitigung oder Verminderung einer Kontamination.
- **Dosis**:

  a. **Äquivalentdosis**: Produkt aus der Energiedosis (absorbierte Dosis) im ICRU-Weichteilgewebe und dem Qualitätsfaktor der Veröffentlichung Nr. 51 der International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU report 51, ICRU Publications, 7910 Woodmont Avenue, Suite 800, Bethesda, Maryland 20814, U.S.A.). Beim Vorliegen mehrerer Strahlungsarten und -energien ist die gesamte Äquivalentdosis die Summe ihrer ermittelten Einzelbeiträge.

  b. **Effektive Dosis**: Summe der gewichteten Organdosen in den in Anlage VI Teil C angegebenen Geweben oder Organen des Körpers durch äußere oder innere Strahlenexposition.

  c. **Körperdosis**: Sammelbegriff für Organdosis und effektive Dosis. Die Körperdosis für einen Bezugszeitraum (z. B. Kalenderjahr, Monat) ist die Summe aus der durch äußere Strahlenexposition während dieses Bezugszeitraums erhaltenen Dosis und der Folgedosis, die durch eine während dieses Bezugszeitraums stattfindende Aktivitätszufuhr bedingt ist.

  d. **Organdosis**: Produkt aus der mittleren Energiedosis in einem Organ, Gewebe oder Körperteil und dem Strahlungs-Wichtungsfaktor nach Anlage VI Teil C. Beim Vorliegen mehrerer Strahlungsarten und -energien ist die Organdosis die Summe der nach Anlage VI Teil B ermittelten Einzelbeiträge durch äußere oder innere Strahlenexposition.

  e. **Ortsdosis**: Äquivalentdosis, gemessen mit den in Anlage VI Teil A angegebenen Messgrößen an einem bestimmten Ort.

  f. **Ortsdosisleistung**: In einem bestimmten Zeitintervall erzeugte Ortsdosis, dividiert durch die Länge des Zeitintervalls.

g. **Personendosis**: Äquivalentdosis, gemessen mit den in Anlage VI Teil A angegebenen Messgrößen an einer für die Strahlenexposition repräsentativen Stelle der Körperoberfläche.

- **Einrichtungen**: Gebäude, Gebäudeteile oder einzelne Räume, in denen nach den §§ 5, 6 oder 9 AtG oder nach § 7 dieser Verordnung mit radioaktiven Stoffen umgegangen oder nach § 11 Abs. 2 eine Anlage zur Erzeugung ionisierender Strahlung betrieben wird.

- **Einwirkungsstelle, ungünstigste**: Stelle in der Umgebung einer Anlage oder Einrichtung, bei der aufgrund der Verteilung der abgeleiteten radioaktiven Stoffe in der Umwelt unter Berücksichtigung realer Nutzungsmöglichkeiten durch Aufenthalt oder durch Verzehr dort erzeugter Lebensmittel die höchste Strahlenexposition der Referenzperson zu erwarten ist.

- **Einzelpersonen der Bevölkerung**: Mitglieder der allgemeinen Bevölkerung, die weder beruflich strahlenexponierte Personen sind noch medizinisch oder als helfende Person exponiert sind.

- **Expositionspfad:** Weg der radioaktiven Stoffe von der Ableitung aus einer Anlage oder Einrichtung über einen Ausbreitungs- oder Transportvorgang bis zu einer Strahlenexposition des Menschen.

- **Forschung, medizinische**: Anwendung radioaktiver Stoffe oder ionisierender Strahlung am Menschen, soweit sie der Fortentwicklung der Heilkunde oder der medizinischen Wissenschaft und nicht in erster Linie der Untersuchung oder Behandlung des einzelnen Patienten dient.

- **Freigabe**: Verwaltungsakt, der die Entlassung radioaktiver Stoffe sowie beweglicher Gegenstände, von Gebäuden, Bodenflächen, Anlagen oder Anlagenteilen, die aktiviert oder mit radioaktiven Stoffen kontaminiert sind und die aus Tätigkeiten nach § 2 Abs. 1 Nr. 1 Buchstabe a, c oder d stammen, aus dem Regelungsbereich a) AtG und b) darauf beruhender Rechtsverordnungen sowie verwaltungsbehördlicher Entscheidungen zur Verwendung, Verwertung, Beseitigung, Innehabung oder zu deren Weitergabe an Dritte als nicht radioaktive Stoffe bewirkt.

- **Freigrenzen**: Werte der Aktivität und spezifischen Aktivität radioaktiver Stoffe nach Anlage III Tabelle 1 Spalte 2 und 3, bei deren Überschreitung Tätigkeiten mit diesen radioaktiven Stoffen der Überwachung nach dieser Verordnung unterliegen.

- **Indikation, rechtfertigende**: Entscheidung eines Arztes mit der erforderlichen Fachkunde im Strahlenschutz, dass und in welcher Weise radioaktive Stoffe oder ionisierende Strahlung am Menschen in der Heilkunde oder Zahnheilkunde angewendet werden.

- **Konsumgüter**: Für den Endverbraucher bestimmte Bedarfsgegenstände im Sinne des Lebensmittel- und Bedarfsgegenständegesetzes sowie Güter und Gegenstände des täglichen Gebrauchs zur Verwendung im häuslichen und beruflichen Bereich, ausgenommen Baustoffe und bauartzugelassene Vorrichtungen, in die sonstige radioaktive Stoffe nach § 2 Abs. 1 AtG eingefügt sind.

- **Kontamination**: Verunreinigung mit radioaktiven Stoffen a) Oberflächenkontamination: Verunreinigung einer Oberfläche mit radioaktiven Stoffen, die die nicht festhaftende, die festhaftende und die über die Oberfläche eingedrungene Aktivität umfasst. Die Einheit der Messgröße der Oberflächenkontamination ist die flächenbezogene Aktivität in Becquerel pro Quadratzentimeter (Bq/cm^2); b) Oberflächenkontamination, nicht festhaftende: Verunreinigung einer Oberfläche mit radioaktiven Stoffen, bei denen eine Weiterverbreitung der radioaktiven Stoffe nicht ausgeschlossen werden kann.

- **Materialien**: Stoffe, die natürlich vorkommende Radionuklide enthalten oder mit solchen Stoffen kontaminiert sind. Dabei bleiben für diese Begriffsbestimmung natürliche und künstliche Radionuklide, die Gegenstand von Tätigkeiten sind oder waren, oder aus Ereignissen nach § 51 Abs. 1 Satz 1 stammen, unberücksichtigt. Ebenso bleiben Kontaminationen in der Umwelt aufgrund von Kernwaffenversuchen und kerntechnischen Unfällen außerhalb des Geltungsbereiches dieser Verordnung unberücksichtigt.

- **Medizinphysik-Experte**: In medizinischer Physik besonders ausgebildeter Diplom-Physiker mit der erforderlichen Fachkunde im Strahlenschutz oder eine inhaltlich gleichwertig ausgebildete sonstige Person mit Hochschul- oder Fachhochschulabschluss und mit der erforderlichen Fachkunde im Strahlenschutz;

- **Notstandssituation, radiologische**: Situation im Sinne des Artikels 2 der Richtlinie 89/618/EURATOM vom 27. November 1989 (Richtlinie des Rates vom 27. November 1989 über die Unterrichtung der Bevölkerung über die bei einer radiologischen Notstandssituation geltenden Verhaltensmaßregeln und zu ergreifenden Gesundheitsschutzmaßnahmen; ABl. EG Nr. L 357 S. 31), die auf den Bevölkerungsgrenzwert von 5 Millisievert im Kalenderjahr der Richtlinie 80/836/EURATOM vom 15. Juli

1980 (Richtlinie des Rates vom 15. Juli 1980 zur Änderung der Richtlinien, mit denen die Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlungen festgelegt wurden; ABl. EG Nr. L 246 S. 1) verweist.

- **Person, beruflich strahlenexponierte**: Beruflich strahlenexponierte Person im Sinne dieser Verordnung ist a) im Bereich der Tätigkeiten diejenige der Kategorie A oder B des § 54, und b) im Bereich der Arbeiten diejenige, für die die Abschätzung nach § 95 Abs. 1 ergeben hat, dass die effektive Dosis im Kalenderjahr 6 Millisievert überschreiten kann, oder für die die Ermittlung nach § 103 (Schutz des fliegenden Personals vor Expositionen durch kosmische Strahlung) Abs. 1 ergeben hat, dass die effektive Dosis im Kalenderjahr 1 Millisievert überschreiten kann.

- **Person, helfende**: Person, die außerhalb ihrer beruflichen Tätigkeit freiwillig oder mit Einwilligung ihres gesetzlichen Vertreters Personen unterstützt oder betreut, an denen in Ausübung der Heilkunde oder Zahnheilkunde oder im Rahmen der medizinischen Forschung radioaktive Stoffe oder ionisierende Strahlung angewandt werden.

- **Referenzperson**: Normperson, von der bei der Ermittlung der Strahlenexposition nach § 47 ausgegangen wird. Die Annahmen zur Ermittlung der Strahlenexposition dieser Normperson (Lebensgewohnheiten und übrige Annahmen für die Dosisberechnung) sind in Anlage VII festgelegt.

- **Referenzwerte, diagnostische**:
  a) Dosiswerte bei medizinischer Anwendung ionisierender Strahlung, oder
  b) empfohlene Aktivitätswerte bei medizinischer Anwendung radioaktiver Arzneimittel, für typische Untersuchungen, bezogen auf Standardphantome oder auf Patientengruppen mit Standardmaßen, für einzelne Gerätekategorien.

- **Rückstände**: Materialien, die in den in Anlage XII Teil A genannten industriellen und bergbaulichen Prozessen anfallen und die dort genannten Voraussetzungen erfüllen.

- **Störfall:** Ereignisablauf, bei dessen Eintreten der Betrieb der Anlage oder die Tätigkeit aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann und für den die Anlage auszulegen ist oder für den bei der Tätigkeit vorsorglich Schutzvorkehrungen vorzusehen sind. § 7 Abs. 2a AtG bleibt unberührt.

- **Stoffe, offene und umschlossene radioaktive**:
  a) Stoffe, offene radioaktive: Alle radioaktiven Stoffe mit Ausnahme der umschlossenen radioaktiven Stoffe;
  b) Stoffe, umschlossene radioaktive: Radioaktive Stoffe, die ständig von einer allseitig dichten, festen, inaktiven Hülle umschlossen oder in festen inaktiven Stoffen ständig so eingebettet sind, dass bei üblicher betriebsmäßiger Beanspruchung ein Austritt radioaktiver Stoffe mit Sicherheit verhindert wird; eine Abmessung muss mindestens 0,2 cm betragen.

- **Strahlenexposition**: Einwirkung ionisierender Strahlung auf den menschlichen Körper. Ganzkörperexposition ist die Einwirkung ionisierender Strahlung auf den ganzen Körper, Teilkörperexposition ist die Einwirkung ionisierender Strahlung auf einzelne Organe, Gewebe oder Körperteile. Äußere Strahlenexposition ist die Einwirkung durch Strahlungsquellen außerhalb des Körpers, innere Strahlenexposition ist die Einwirkung durch Strahlungsquellen innerhalb des Körpers.

- **Strahlenexposition, berufliche**: Die Strahlenexposition einer Person, die
  a) zum Ausübenden einer Tätigkeit nach § 2 Abs. 1 Nr. 1 oder einer Arbeit nach § 2 Abs. 1 Nr. 2 in einem Beschäftigungs- oder Ausbildungsverhältnis steht oder diese Tätigkeit oder Arbeit selbst ausübt,
  b) eine Aufgabe nach § 19 oder § 20 AtG oder nach § 66 dieser Verordnung wahrnimmt, oder
  c) im Rahmen des § 15 oder § 95 dieser Verordnung in fremden Anlagen, Einrichtungen oder Betriebsstätten beschäftigt ist, dort eine Aufgabe nach § 15 selbst wahrnimmt oder nach § 95 eine Arbeit selbst ausübt. Eine nicht mit der Berufsausübung zusammenhängende Strahlenexposition bleibt dabei unberücksichtigt;

- **Strahlenexposition, medizinische**:
  a) Exposition einer Person im Rahmen ihrer Untersuchung oder Behandlung in der Heilkunde oder Zahnheilkunde (Patient),
  b) Exposition einer Person, an der mit ihrer Einwilligung oder mit Einwilligung ihres gesetzlichen Vertreters radioaktive Stoffe oder ionisierende Strahlung in der medizinischen Forschung angewendet werden (Proband).

- **Strahlenschutzbereiche**: Überwachungsbereich, Kontrollbereich und Sperrbereich als Teil des Kontrollbereichs.

- **Umgang mit radioaktiven Stoffen**: Gewinnung, Erzeugung, Lagerung, Bearbeitung, Verarbeitung, sonstige Verwendung und Beseitigung von radioaktiven Stoffen

im Sinne des § 2 AtG, soweit es sich nicht um Arbeiten handelt, sowie der Betrieb von Bestrahlungsvorrichtungen; als Umgang gilt auch die Aufsuchung, Gewinnung und Aufbereitung von radioaktiven Bodenschätzen im Sinne des Bundesberggesetzes.

- **Unfall:** Ereignisablauf, der für eine oder mehrere Personen eine effektive Dosis von mehr als 50 Millisievert zur Folge haben kann.

- **Verbringung**:
  a) Einfuhr in den Geltungsbereich dieser Verordnung aus einem Staat, der nicht Mitgliedstaat der Europäischen Gemeinschaften ist,
  b) Ausfuhr aus dem Geltungsbereich dieser Verordnung in einen Staat, der nicht Mitgliedstaat der Europäischen Gemeinschaften ist, oder
  c) grenzüberschreitender Warenverkehr aus einem Mitgliedstaat der Europäischen Gemeinschaften in den Geltungsbereich dieser Verordnung oder in einen Mitgliedstaat der Europäischen Gemeinschaften aus dem Geltungsbereich dieser Verordnung.

- **Vorsorge, arbeitsmedizinische**: Ärztliche Untersuchung, gesundheitliche Beurteilung und Beratung einer beruflich strahlenexponierten Person durch einen Arzt nach § 64 Abs. 1 Satz 1.

- **Zusatz radioaktiver Stoffe**: Zweckgerichteter Zusatz von Radionukliden zu Stoffen zur Erzeugung besonderer Eigenschaften, wenn
  a) der Zusatz künstlich erzeugter Radionuklide zu Stoffen dazu führt, dass die spezifische Aktivität im Produkt 500 Mikrobecquerel je Gramm überschreitet, oder
  b) der Zusatz natürlich vorkommender Radionuklide dazu führt, dass deren spezifische Aktivität im Produkt ein Fünftel der Freigrenzen der Anlage III Tabelle 1 Spalte 3 überschreitet. Es ist unerheblich, ob der Zusatz aufgrund der Radioaktivität oder aufgrund anderer Eigenschaften erfolgt.

Störfallverordnung

- **Gefährliche Stoffe**: Stoffe, Gemische oder Zubereitungen, die in Anhang I und Anhang VII aufgeführt sind oder die dort festgelegten Kriterien erfüllen und die als Rohstoff, Endprodukt, Nebenprodukt, Rückstand oder Zwischenprodukt vorhanden sind, einschließlich derjenigen, bei denen vernünftigerweise davon auszugehen ist, dass sie bei einer Störung des bestimmungsgemäßen Betriebs anfallen.

- **Vorhandensein gefährlicher Stoffe**: das tatsächliche oder vorgesehene Vorhandensein gefährlicher Stoffe oder ihr Vorhandensein, soweit davon auszugehen ist, dass sie bei einem außer Kontrolle geratenen industriellen chemischen Verfahren anfallen, und zwar in Mengen, die die in Anhang I und Anhang VII genannten Mengenschwellen erreichen oder überschreiten.

- **Störfall**: ein Ereignis, wie z. B. eine Emission, ein Brand oder eine Explosion größeren Ausmaßes, das sich aus einer Störung des bestimmungsgemäßen Betriebs in einem unter diese Verordnung fallenden Betriebsbereich oder in einer unter diese Verordnung fallenden Anlage ergibt, das unmittelbar oder später innerhalb oder außerhalb des Betriebsbereichs oder der Anlage zu einer ernsten Gefahr oder zu Sachschäden nach Anhang VI Teil1 Ziffer I Nr. 4 führt und bei dem ein oder mehrere gefährliche Stoffe beteiligt sind.

- **Ernste Gefahr**: eine Gefahr, bei der das Leben von Menschen bedroht wird oder schwerwiegende Gesundheitsbeeinträchtigungen von Menschen zu befürchten sind, die Gesundheit einer großen Zahl von Menschen beeinträchtigt werden kann oder die Umwelt, insbesondere Tiere und Pflanzen, der Boden, das Wasser, die Atmosphäre sowie Kultur- oder sonstige Sachgüter geschädigt werden können, falls durch eine Veränderung ihres Bestandes oder ihrer Nutzbarkeit das Gemeinwohl beeinträchtigt würde.

- **Stand der Sicherheitstechnik**: der Entwicklungsstand fortschrittlicher Verfahren, Einrichtungen und Betriebsweisen, der die praktische Eignung einer Maßnahme zur Verhinderung von Störfällen oder zur Begrenzung ihrer Auswirkungen gesichert erscheinen lässt. Bei der Bestimmung des Standes der Sicherheitstechnik sind insbesondere vergleichbare Verfahren, Einrichtungen oder Betriebsweisen heranzuziehen, die mit Erfolg im Betrieb erprobt worden sind.

2.5.2 Grundbegriffe nach KTA-GS-58

Der KTA-Bericht KTA-GS-58 /KTA 89/ macht Vorschläge für die Definition sicherheitstechnischer Grundbegriffe in der Kerntechnik. Diese sind hauptsächlich für Kernreaktoren relevant, gelten aber auch für die Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung:

- Neben dem Begriff "**Gefahr**" wird in der Kerntechnik auch der Begriff "**Risiko**" gebraucht. Zwischen beiden Begriffen bestehen Bedeutungsunterschiede. Gefahr bedeutet gemäß Duden „drohender Schaden“, Risiko dagegen die „Möglichkeit, Schaden zu erleiden“. Diese Möglichkeit kann klein oder groß sein. Demgemäß umfasst

der Begriff "Risiko" einen Bereich unterschiedlich großer Möglichkeiten für Schäden. An einander entgegengesetzten Enden dieses Bereichs sind Sicherheit und Gefahr anzuordnen. Der Übergang zwischen beiden ist fließend: Große Gefahr bedeutet geringe Sicherheit und umgekehrt. Anders ausgedrückt heißt das, großes Risiko bedeutet große Gefahr, kleines Risiko bedeutet große Sicherheit. In der Kerntechnik wird Risiko durch das Produkt aus der erwarteten Häufigkeit für den Eintritt eines Schadens und der Größe des erwarteten Schadens bestimmt. Wenn also die Sicherheit für Mensch und Sachgüter gegen Schäden, die von einem technischen Produkt oder von einer technischen Anlage ausgehen, erhöht werden soll, muss das Risiko durch Schutzmaßnahmen vermindert werden. Dazu können entweder

- alle nach Maßgabe der praktischen Vernunft denkbaren Schäden betrachtet und Vorsorge gegen sie getroffen werden (**deterministisches Vorgehen**) oder
- die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten eines Schadens und sein Ausmaß bei der Auswahl der Schutzmaßnahmen in Rechnung gestellt werden (**probabilistisches Vorgehen**).

In der Praxis wird keine der beiden Vorgehensweisen in reiner Form angewendet werden können. Es wird vielmehr die jeweils andere Methode in die Überlegungen als technischer Sachverstand („engineering judgement“) einfließen.

- Als ein zentraler Begriff wird der „**Anlagenzustand“** verwendet. In den Richtlinien Instandhaltung sowie Strahlenschutz des Personals heißt es zu „**Anlage“**: „Kernkraftwerk als Anlage zur Spaltung von Kernbrennstoffen gemäß § 7 Abs. 1 AtG; eine Anlage setzt sich zusammen aus Systemen mit Komponenten und deren Bauelementen, einschließlich der zu deren Aufnahme bestimmten Gebäude und Räume“. Dieser Begriff umfasst offenbar nicht alle erforderlichen Merkmale. Über die genannten Einrichtungen hinaus enthält eine Anlage verschiedene Medien: Wärmeübertragungsmittel (z. B. Reaktorkühlung, Raumlufterwärmung/-kühlung, Generatorkühlung), Betriebsmittel (z. B. Dieselöl), Schmiermittel, Löschmittel, Hilfsenergiemittel (Druckluft, Hydrauliköl). Schließlich stehen die elektrotechnischen Einrichtungen unter einer bestimmten Spannung. Ausgehend von letzterem Verständnis soll der Begriff "Anlage" im Folgenden gebraucht werden.
  Anlagenzustand ist demgemäß die Beschaffenheit der Anlage als Gesamtheit ihrer Merkmale und Merkmalswerte, in die sie geraten kann als Folge sowohl beabsichtigter als auch unbeabsichtigter, aus Versagen, Fehlfunktion oder Fehlhandlungen sich ergebender Eingriffe in der Anlage, Einwirkungen auf die Anlage oder Einwirkungen innerhalb der Anlage. Mit Blick auf die Sicherheitstechnik umfasst

Anlagenzustand sowohl Bereiche von Werten der Prozessvariablen als auch den Grad der Einhaltung von Kriterien für die Funktionsfähigkeit von Aktivitätsbarrieren und von Sicherheitseinrichtungen. Unterschiedliche Anlagenzustände können durch Ereignisabläufe ineinander übergehen. Bei einem Ereignisablauf nehmen die Prozessvariablen neue Werte an oder die Beschaffenheit der anlagentechnischen Einrichtungen ändert sich oder beides tritt ein. Beabsichtigte Ereignisabläufe dienen der normalen Betriebsführung sind dementsprechend häufig. Unbeabsichtigte Ereignisabläufe sind weniger häufig bis zu außerordentlich selten. Die Häufigkeit hängt ab von der zu erwartenden Häufigkeit eines den Ereignisablauf einleitenden oder ihn auslösenden Ereignisses, der Wahrscheinlichkeit für das Vorliegen ablaufbestimmender Anfangs- und Randbedingungen sowie den Wahrscheinlichkeiten für den Misserfolg von Schutzmaßnahmen anlagentechnischer Art oder durch das Personal gegen sein weiteres Fortschreiten. Unbeabsichtigte Ereignisabläufe kommen beim Erfolg von Schutzmaßnahmen zum Stehen.

- **Auslegung** wird wie "design" bei der IAEA verstanden. Dort ist "design: the process and the result of developing the concept, detailed plans, supporting calculations and specifications for a nuclear power plant and its parts”. In diesem Sinn soll "Auslegung" im Folgenden verwendet werden. Auslegung umfasst demgemäß die funktions-, prüf- und fertigungsgerechte Planung und Gestaltung (Konstruktion) von Systemen, Komponenten und sonstigen Teilen, ihre Dimensionierung (Bemessung), Berechnungen als Nachweis dafür, dass sicherheitstechnisch erforderliche Werte bestimmter Größen (Spannungen, Zähigkeiten, Drucke, Temperaturen u. a.) eingehalten werden, sowie Aufbau und Anordnung (wie Redundanz, Diversität, räumliche Trennung).

In folgender Tabelle sind die Definitionen für Anlagenzustände zusammengestellt.

Tab. 2.3 Begriffe für Anlagenzustände - gesetzliche Definitionen und Vorschläge des KTA

Eintrittshäufigkeit [1/a]							
>1	$>10^{-1}$	$> 3*10^{-2}$	$>10^{-2}$	$>10^{-3}$	$>10^{-4}$	$>10^{-5}$	$>10^{-6}$
Bestimmungsgemäßer Betrieb			**Störfall**				**Unfall**
Betriebsvorgänge, für die die Anlage bei funktionsfähigem Zustand der Systeme (ungestörter Zustand) bestimmt und geeignet ist (Normalbetrieb), Instandhaltungsvorgänge (Inspektion, Wartung, Instandsetzung)	Betriebsvorgänge, die bei Fehlfunktion von Anlagenteilen oder Systemen (gestörter Zustand) ablaufen, soweit hierbei einer Fortführung des Betriebes sicherheitstechnische Gründe nicht entgegenstehen		Ein Ereignisablauf, bei dessen Eintreten der Betrieb der Anlage oder die Tätigkeit aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann und für den die Anlage auszulegen ist oder für den bei der Tätigkeit vorsorglich Schutzvorkehrungen vorzusehen sind.				Ereignisablauf, der für eine oder mehrere Personen eine die Grenzwerte übersteigende Strahlenexposition oder Inkooperation radioaktiver Stoffe zur Folge haben kann, soweit er nicht zu den Störfällen zählt
Ereignisklasse 1	*Ereignisklasse 2*		*Ereignisklasse 3*		*Ereignisklasse 4*		*Ereignisklasse 5*
Nach KTA-GS-58:							
Normalbetrieb (IAEA: normal operation)	**Betriebsstörung** (IAEA: anticipated operational occurrence)		**Auslegungsstörfall** (IAEA: design basis accident)				**Notfall** (IAEA: severe accident)
Normalbetrieb ist die Gesamtheit der Anlagenzustände, die bei vorgesehenen Betriebsvorgängen im Rahmen vorgegebener Betriebsgrenzen und –bedingungen auftreten. Diese Betriebsvorgänge sind: An- und Abfahren, Leistungsbetrieb (Teil- und Volllast), Stillstand, Instandhaltungsvorgänge (Inspektion, Wartung, Instandsetzung, Brennelement-Wechsel	Betriebsstörung ist ein vom Normalbetrieb abweichender Anlagenzustand innerhalb der für die Rückführung in den Normalbetrieb vorgegebenen Betriebsgrenzen und – bedingungen, der als Folge einer Fehlfunktion von Anlagenteilen oder von Fehlhandlungen des Personals entsteht		Auslegungstörfall ist ein für die sicherheitstechnische Auslegung einer Anlage angenommener schadhafter Anlagenzustand, der sich als Folge eines angenommenen Ereignisablaufes einstellt. Der Ereignisablauf wird durch ein angenommenes, den Ereignisablauf auslösendes oder ihn einleitendes Ereignis charakterisiert.				Notfall ist ein, für die Planung geeigneter Schutzmaßnahmen angenommener schadhafter Anlagenzustand, der als Folge eines Versagens von gegen Auslegungsstörfälle vorgesehene Schutzmaßnahmen eintreten kann.

2.5.3 Störfallanalysen - Wichtige Begriffe

Die Definition der folgenden Begriffe erfolgt in Anlehnung an das amerikanische „Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook“ /NRC 98/:

- **Quellterm (Source Term, ST):** Der Quellterm gibt die Menge und Charakteristika von gefährlichem Material (chemisch/radioaktiv) an, die unter den angegebenen Umständen in die Luft freigesetzt werden. Er kann auf ein bestimmtes Ereignis in einem Anlagenteil bezogen sein oder das aus einer Anlage freigesetzte Material angeben. In diesem Fall ist er das Produkt aus den folgenden Faktoren
  (ST = MAR × DR × ARF × RF × LPF):

- **Betroffenes Material - Material at risk (MAR)**: Menge des vorhandenen gefährlichen Materials, das einem gegebenen oder angenommenen Störfall ausgesetzt ist. Es kann sich um die Gesamtmenge des in der Anlage vorhandenen Materialinventares handeln, oder um die Teilmenge, die in dem betrachteten Anlagenteil/bei dem betrachteten Arbeitsschritt vorhanden ist.

- **Gefährdeter Anteil - Damage Ratio (DR)**: Der DR gibt den Anteil des MRA an, der von dem betrachteten Ereignis betroffen ist. Er hängt von den chemischen und physikalischen Eigenschaften des Materials, von den Umgebungsbedingungen, dem Ereignis und der Definition des MAR ab.

- **Freisetzungsanteil - Airborne Release Fraction (ARF)**: Der ARF ist der Anteil des betroffenen Materials (MAR*DF), der in die Luft verteilt wird und so durch die Luft befördert werden kann. Für einzelne Ereignisse gibt er den gesamten Anteil des Materials an, das bei der Einwirkung freigesetzt wird. Bei länger andauernden/kontinuierlichen Ereignissen wird die **Freisetzungsrate - Airborne Release Rate (ARR)** verwendet, die als freigesetzter Anteil des gesamten gefährdeten Materials pro Zeiteinheit definiert ist.

- **Lungengängiger Anteil - Respirable Fraction (RF)**: Der RF ist der Anteil des in der Luft verteilten Materials, der von Menschen inhaliert werden kann (der lungengängig ist). Er umfasst üblicherweise Partikel deren Durchmesser kleiner als 10 µm ist.

- Der in die Atmosphäre freigesetzte Anteil wird **Leak Path Factor (LPF)** genannt: Der LPF ist der Anteil des lungengängigen, luftgetragenen Materials, der die Einsperrung/Eingrenzung, verlässt. Dabei wird meistens der Anteil, der das Anlagengebäude/den Sicherheitseinschluss verlässt, betrachtet. Es müssen die

Verteilungsmechanismen (Luftströmung, Ventilation, …) und Absetzmechanismen (Sedimentation, Filter, Agglomeration, Reaktionen, …) beachtet werden.

2.6 Anforderungen der IAEA

Die Statuten der IAEA berechtigen diese Organisation dazu, Sicherheitsstandards zu entwerfen, welche das Ziel haben, die Gesundheit zu schützen und die Gefahren für Leben und Eigentum auf ein Minimum zu reduzieren. Diese Standards können von den Mitgliedsstaaten der IAEA herangezogen werden, um ihre Vorsorgemaßnahmen gegen nukleare und radiologische Gefahren zu entwickeln. Ein umfassendes Regelwerk, welches einer regelmäßigen Überprüfung unterliegt, und die Hilfe der IAEA bei der Anwendung ist der Schlüssel für die globale nukleare Sicherheit. Um dieses Ziel auch für die Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung zu erreichen wurden die IAEA *Specific Safety Requirements* SSR-4 „Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities“ /IAE 17/ veröffentlicht (Nachfolgedokument zu NS-R-5 /IAE 8b/ und dessen Revision 1 von 2014), deren Grundsätze im Folgenden dargestellt werden.

2.6.1 Das Schutzziel, Sicherheitskonzepte und Sicherheitsgrundsätze

Das grundlegende Schutzziel besteht darin, die Bevölkerung und die Umwelt vor der schädlichen Wirkung der ionisierenden Strahlung zu schützen. Die IAEA Safety Standards stellen Regeln auf, wie dieses Schutzziel zu erreichen ist. Bei den Sicherheitsgrundsätzen wird auf die „Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006)“ verwiesen.

Das sog. *„defence in depth“* Konzept soll zur Verhinderung von Unfällen und zur Schadensbegrenzung angewandt werden. Dieses Konzept beruht auf einem System gestaffelter Sicherheitsbarrieren, deren Einzelversagen nicht zum Gesamtversagen der Anlage führt.

2.6.2 Gesetzliches Regelwerk und regulatorische Überwachung

Die Regierung stellt sicher, dass ein gesetzliches Regelwerk durch dessen Umsetzung und Einhaltung die Sicherheit aller kerntechnischen Einrichtungen und damit auch der Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung gewährleistet. Dabei müssen neben radiologischen Gefahren auch andere, wie z. B. chemo-toxische Stoffe, berücksichtigt werden. Es muss sichergestellt sein, dass die zuständige Genehmigungsbehörde effektiv

arbeitet und mit den notwendigen Befugnissen ausgestattet ist. Um den gesetzlichen Verpflichtungen nachzukommen, muss die Genehmigungsbehörde Sicherheitsgrundsätze und Regelungen erlassen. Jedes Projekt zum Bau einer Anlage der nuklearen Ver- und Entsorgung soll einem Genehmigungsablauf folgen, der alle Sicherheitsaspekte berücksichtigt. Die Aufsichtsbehörde soll ein Inspektionsprogramm entwickeln, um den Betrieb der Anlage zu überwachen und die Regelungen durchzusetzen. Dieses Programm kann z. B. auch unangemeldete Kontrollen beinhalten.

2.6.3 Das Managementsystem und Nachweis der Sicherheit

Der Betreiber einer Anlage der nuklearen Ver- und Entsorgung ist während der gesamten Lebensdauer der Anlage für deren Sicherheit verantwortlich. Um dieser Verantwortlichkeit gerecht zu werden, soll der Betreiber ein Managementsystem etablieren, welches kontinuierlich verbessert wird und das die Aspekte Anlagensicherheit, Gesundheit, Umwelt, Anlagensicherung, Qualität und Wirtschaftlichkeit beinhaltet.

2.6.4 Standortwahl für die Anlage

Bei der Standortwahl für die Anlage muss das oberste Ziel sein, Bevölkerung und Umwelt vor den Auswirkungen sowohl von genehmigten als auch störfallbedingten Freisetzungen zu schützen.

2.6.5 Planung der Anlage

Eine Anlage der nuklearen Ver- und Entsorgung ist so zu planen, dass die Schutzziele eingehalten werden.

Dabei sind allgemeine Sicherheitsanforderungen zu stellen:

- Kriterien und Regeln
- Gesetze und Standards
- Verfügbarkeit und Zuverlässigkeit
- Ergonomie und „Human Factors“
- Materialauswahl und Alterung
- Einrichtungen für Instandsetzung, Inspektionen und Tests

- Sicherheitsrelevante Computer-Hardware und Software
- Planung für Unfallbedingungen
- Planung für den Notfall
- Planung für die Behandlung des radioaktiven Abfalls
- Planung für den Fall von Freisetzung gasförmiger oder flüssiger Radioaktivität
- Planung für die Außerbetriebnahme der Anlage

2.6.6 Bau der Anlage

Der Bau der Anlage muss von der Genehmigungsbehörde begleitet werden, um sicherzustellen, dass die Vorschriften eingehalten werden.

2.6.7 Inbetriebnahme der Anlage

Die Inbetriebnahme der Anlage muss entsprechend einem Programm erfolgen, was alle Verantwortlichkeiten festlegt. Während der Inbetriebnahme sollen Sicherheitstests durchgeführt werden, deren Ergebnisse dokumentiert werden und die dem Betreiber der Anlage und der Genehmigungsbehörde jederzeit während des Betriebs der Anlage zugänglich sein müssen.

2.6.8 Betrieb der Anlage

Für den Betrieb der Anlage müssen allgemeine Anforderungen festgelegt sein. Dazu gehören Instandsetzung, Kalibrierung, periodische Tests und Inspektionen. Insbesondere der Strahlenschutz muss für den Betrieb der Anlage geregelt sein. Bei der Handhabung von spaltbarem Material muss eine Kritikalitätskontrolle vorhanden sein. Die Handhabung von radioaktivem Abfall und die Freisetzung von Aktivität während des Betriebs der Anlage müssen geregelt sein. Für Notfälle muss ein Notfallplan bereitgehalten werden. Der Nachweis der Sicherheit muss regelmäßig geführt werden.

2.6.9 Stilllegung der Anlage

Für die Stilllegung muss ein Stilllegungsplan vorgelegt werden.

2.7 Zusammenfassung

Insgesamt gesehen bildet das deutsche kerntechnische Regelwerk eine Pyramide mit dem Grundgesetz (GG) und anschließend dem Atomgesetz (AtG) an der Spitze und zunehmender Detaillierung über Verordnungen, allgemeine Verwaltungsvorschriften, Richtlinien, Leitlinien/Empfehlungen der RSK und SSK, bis zur Basis mit KTA-Regeln, DIN-Normen und internationalen technischen Normungen. Dieses Thema wird im Kapitel Gesetzliche Grundlagen und Richtlinien behandelt.

Das Kapitel „Schutzziele und Grundanforderungen“ des Störfallhandbuchs hat seine Entsprechung im Kapitel „Das Schutzziel, Sicherheitskonzepte und Sicherheitsgrundsätze“ (Kapitel 2) der IAEA Safety Standards. Das Kapitel „Störfall“ des Störfallhandbuchs dagegen befasst sich mit den Grundlagen der Störfallanalyse. Es werden Störfallschwellen und Störfallklassen behandelt. Außerdem wird die Abgrenzung zum anomalen Betrieb, zum Unfall und zum Restrisiko dargestellt. Zu diesem Kapitel gibt es keine direkte Entsprechung in dem Dokument SSR-4 „Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities“ /IAE 17/. In Kapitel 2.4 wird eine Übersicht der gesetzlich definierten Grundbegriffe, der Grundbegriffe aus KTA-GS-58 und wichtiger Begriffe zum Thema Störfallanalysen gegeben.

In der IAEA-Publikation wird dagegen ein Sicherheitskonzept für die verschiedenen Stadien im Lebenszyklus einer Anlage des Brennstoffkreislaufs von der Planung bis zur Stilllegung entwickelt (Kapitel 2.5).

3 Methodik der Störfallanalyse

3.1 Rechtliche Grundlagen

Anlagen oder Einrichtungen der nuklearen Ver- und Entsorgung bedürfen einer Genehmigung nach §§ 6, 7 oder 9 des Atomgesetzes (AtG) /ATG 17/. Die grundlegenden radiologischen Schutzziele, denen die technische Auslegung und der Betrieb einer solchen Anlage oder Einrichtung entsprechen müssen, bestehen darin:

1. jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt zu vermeiden (§ 6 Abs. 1 StrlSchV),

2. jede Strahlenexposition oder Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der festgesetzten Grenzwerte so gering wie möglich zu halten (§ 6 Abs. 2 StrlSchV),

3. bei der Planung baulicher und/oder technischer Schutzmaßnahmen gegen auslegungsbestimmende Störfallereignisse die (nach Anlagentyp spezifizierenden) Anforderungen der §§ 49 bzw. 50 StrlSchV zugrunde zu legen.

Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren wird die nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb einer Anlage gegliedert in folgender Weise geprüft und nachgewiesen:

1. Nachweis der erforderlichen Vorsorge im bestimmungsgemäßen Betrieb als Gefahrenabwehr für den Einzelnen anhand der Anforderungen von § 47 StrlSchV,

2. Nachweis der erforderlichen Vorsorge bei auslegungsbestimmenden Störfällen als Gefahrenabwehr für den Einzelnen anhand der Anforderungen der §§ 49 bzw. 50 StrlSchV,

3. Minimierung des Risikos für die Bevölkerung bei Ereignissen jenseits des Bereichs der auslegungsbestimmenden Störfälle (Restrisikobereich) durch Ermessensausübung der Genehmigungsbehörde nach dem Grundsatz der Verhältnismäßigkeit von Aufwand und Nutzen.

Die Unterscheidung zwischen der Gefahrenabwehr für den Einzelnen und der Risikominderung für die Allgemeinheit ergibt sich daraus, dass im ersten Fall Maßnahmen zur

Gefahrenabwehr für den Einzelnen wegen der Absolutheit der zu schützenden Rechtsgüter keinen Raum für eine Abwägung der Verhältnismäßigkeit lassen. Auf der Ebene, auf der das Risiko für den Einzelnen hinreichend gering ist, wird dagegen keine Gefahrenabwehr verlangt; hier greift das Gebot der Risikominderung zum Schutz der Allgemeinheit, bei dem der Grundsatz der Verhältnismäßigkeit zu beachten ist, d. h. die Minimierung des Restrisikos geht nicht beliebig weit. Vielmehr besteht auch nach eventueller Durchführung von Maßnahmen zur Reduzierung einer Strahlenexposition noch ein verbleibendes Restrisiko, welches aber als sozialadäquat hingenommen und als Individualrisiko wie auch als Kollektivrisiko akzeptiert wird.

Der Begriff „Restrisiko“ ist sowohl im technischen als auch im rechtlichen Sprachgebrauch nicht einheitlich definiert. In dieser Ausarbeitung wird er im nachfolgend definierten Sinn verwendet /GRS 92/:

Restrisiko ist der Risikobereich, in dem eine Gefahr für den Einzelnen nicht gegeben ist. Die Abgrenzung zum Gefahrenbereich erfolgt unter dem Gesichtspunkt der praktischen Vernunft. Im Bereich des Restrisikos können Maßnahmen zur Minderung dieses Risikos zum Schutz der Allgemeinheit getroffen werden (Risikominderung). Das trotz Minimierungsmaßnahmen verbleibende Restrisiko wird hier als akzeptiertes Restrisiko angesehen.

Die Anforderung zur Risikominderung gilt grundsätzlich auch für den bestimmungsgemäßen Betrieb und den Bereich der Vorsorge gegen Störfälle. Im bestimmungsgemäßen Betrieb wird der Risikominderung dadurch Rechnung getragen, dass nach § 6 Abs. 2 StrlSchV eine Pflicht zur Minimierung der Strahlenexposition auch unterhalb der Grenzwerte für den bestimmungsgemäßen Betrieb besteht, unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls /SSV 08/. Im Bereich der Vorsorge gegen Störfälle wird das Minimierungsgebot in der Regel durch Anwendung der nach Stand von Wissenschaft und Technik bestmöglichen Vorsorgemaßnahmen gegen das Auftreten von Störfallereignissen und durch pessimistische Randbedingungen bei der Störfallanalyse bezüglich des Ablaufs und der Auswirkungen der auslegungsbestimmenden Störfallereignisse berücksichtigt.

Bezüglich des Schutzes der Bevölkerung in der Umgebung einer kerntechnischen Anlage entspricht die Abgrenzung des Bereichs der Gefahrenabwehr gegenüber dem Bereich des Restrisikos der Unterscheidung von Störfällen („incidents“) gegenüber Unfällen

(„accidents“) auf der siebenstufigen internationalen Bewertungsskala INES (International Nuclear Event Scale) /GRS 94a/, /IAE 08a/, /IAE 09b/. Die einzelnen Stufen der INES-Skala für die Bewertung bedeutsamer Ereignisse in kerntechnischen Anlagen sind in Tab. 2.1 dargestellt. Bei Störfällen sind Grenzwerte für die auftretende Strahlenexposition einzuhalten, während dies bei Unfällen naturgemäß nicht gelten kann. Auch für Unfälle, die das Betriebspersonal betreffen, können keine Grenzwerte vorgegeben werden.

3.2 Übertragbarkeit der Vorgehensweise nach Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren auf Brennstoffkreislaufanlagen

3.2.1 Gemeinsamkeiten und Unterschiede in der Charakteristik von Kernkraftwerken und Brennstoffkreislaufanlagen

Die Auslegung kerntechnischer Anlagen – Kernkraftwerke und Brennstoffkreislaufanlagen – ist durch zwei grundlegende Prinzipien gekennzeichnet:

- das gestaffelte Sicherheitskonzept („defence in depth“), und
- das Barrierenkonzept.

Kernkraftwerke beinhalten im Normalbetrieb ein hohes Aktivitätsinventar (einige 10^{20} Bq) an radioaktiven Stoffen. Der überwiegende Teil des Inventars ist im Reaktorkern konzentriert; ein geringerer Teil befindet sich im Brennelement-Lagerbecken, sowie in den Systemen zur Reaktorwasserreinigung. Das Kernbrennstoffinventar im Reaktorkern befindet sich im kritischen Zustand und entwickelt auch nach einer Entladung aus dem Reaktorkern eine hohe Wärmeleistung (Nachzerfallswärme). Ein großer Teil des Inventars an radioaktiven Stoffen entfällt auf kurzlebige radioaktive Spaltprodukte, die zum Teil gasförmig oder bei einer Freisetzung dampfförmig vorliegen. Der Einschluss des Aktivitätsinventars erfolgt durch ein gestaffeltes, passives System von Sicherheitsbarrieren: Brennstoffmatrix, Brennstab-Hüllrohr, Reaktordruckbehälter, biologischer Schild, Sicherheitsbehälter (Containment) und Reaktorsicherheitsgebäude.

Gegenüber den in ihren Grundzügen vergleichsweise einheitlichen Kernkraftwerken sind die Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes sehr vielgestaltig. Die Palette der Anlagen reicht von Uranminen, Erzaufbereitungsanlagen, Konversions- und Urananreicherungsanlagen über chemisch-metallurgische Brennelementfabriken, Wiederaufarbeitungsanlagen, Anlagen zur Abfallbehandlung und -konditionierung bis hin zu Zwischen- und Endlagern für abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle. Sämtliche Anlagen des

Kernbrennstoffkreislaufes werden unterkritisch betrieben; ein wesentliches Schutzziel ist gerade die Unterkritikalität. Die Nachzerfallswärme ist nur bei der Wiederaufarbeitung sowie bei der Lagerung und dem Transport abgebrannter Brennelemente und hochradioaktiver Abfälle zu beachten. Anders als bei Kernkraftwerken sind die radioaktiven Stoffe in den Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung über die einzelnen Prozesseinrichtungen verteilt und unterliegen häufig chemisch-physikalischen Bearbeitungsvorgängen. Im Allgemeinen enthalten Anlagen des Brennstoffkreislaufes keine kurzlebigen, gas- oder dampfförmigen radioaktiven Stoffe, sondern zumeist langlebige Radionuklide in fester oder flüssiger Form. Das gesamte Aktivitätsinventar ist bei Brennstoffkreislaufanlagen zumeist deutlich kleiner als bei Kernkraftwerken im Betrieb; bei Wiederaufarbeitungsanlagen mit den dazugehörigen Eingangs- und Abfalllagern ist das Aktivitätsinventar an radioaktiven Stoffen dem eines Kernkraftwerkes vergleichbar (~10^{20} Bq), wenn auch in der Zusammensetzung bezüglich der vorhandenen Radionuklide sehr unterschiedlich.

Die in Anlagen des Brennstoffkreislaufes vorhandenen Sicherheitsbarrieren zum Einschluss, zur Rückhaltung und Abschirmung radioaktiver Stoffe können wie folgt kategorisiert werden /IAE 93/:

- absolute Barrieren (z. B. Tanks, Behälter, Rohrleitungen, Wärmetauscher) sind unter Normalbedingungen undurchlässig,
- relative Barrieren (z. B. Filter, Ionenaustauscher) sind aufgrund ihrer Bauweise unter Normalbedingungen teilweise durchlässig,
- physikalische Barrieren (z. B. Oberfläche einer Flüssigkeit als Phasengrenze) sind aufgrund ihrer physikalisch-chemischen Eigenschaften teilweise durchlässig,
- technische Barrieren (z. B. Druckgradient in Abgas-, Entlüftungs- oder Kühlsystemen).

Entsprechend den IAEA Safety Requirements NS-R-5 /IAE 08b/ (aktualisiert durch IAEA SSR-4 /IAE 17/) umfasst das gestaffelte Sicherheitsprinzip in Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes fünf verschiedene Ebenen (Levels of defence in depth). Diese sind in Tab. 3.1 wiedergegeben.

Tab. 3.1 Gestaffelte Sicherheitsebenen nach /IAE 08b/

Level	Objective	Essential means
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction, commissioning and operation (including management aspects)
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protective barriers and systems and other surveillance features
Level 3	Control of accidents within the design basis	Engineered safety features and accident procedures
Level 4[6]	Control of accident conditions beyond the design basis, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of such accident conditions	Complementary measures and accident management
Level 5	Mitigation of the radiological consequences of significant releases of radioactive materials	On-site and off-site emergency response

Bei allen Unterschieden ist Kernkraftwerken und Brennstoffkreislaufanlagen das Schutzziel gemein, die radioaktiven Stoffe sicher einzuschließen und unzulässige überhöhte Ableitungen oder Freisetzungen zu verhindern. Auch die Aspekte des Brandschutzes sind in beiden Fällen zu beachten. Brennstoffkreislaufanlagen müssen unterkritisch bleiben, Reaktoren müssen bei Leistungstransienten sicher abgeschaltet werden können. Insgesamt ist daher die Methodik der Analyse von Auslegungsstörfällen bei Kernkraftwerken und oberirdischen Anlagen des Brennstoffkreislaufes grundsätzlich vergleichbar.

Im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens in Deutschland werden Ablauf und Auswirkungen möglicher Störfälle analysiert, um ihre radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung der betreffenden Anlage zu bestimmen. Außerdem dient die Störfallanalyse der Überprüfung, ob die getroffenen Vorsorgemaßnahmen vollständig und ausgewogen sind. Maßgebend für eine ausreichende Vorsorge gegen Störfälle ist nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG der Stand von Wissenschaft und Technik.

[6] Die deutschen „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /BMU 14/ unterscheiden in Level 4 die Sicherheitsebenen 4a) sehr seltene Ereignisse, 4b) Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen, und 4c) Unfälle mit schweren Brennelementschäden.

3.2.2 Probabilistische Einordnung von Störfällen und Restrisikoereignissen

Bei Kernkraftwerken, für die eine Vielzahl von Zuverlässigkeitsuntersuchungen und Risikobetrachtungen vorliegt, können den Ereignisklassen der Betriebsstörungen, der Störfälle und der Ereignisse im Restrisikobereich Häufigkeitsintervalle wie folgt zugewiesen werden /GRS 92/:

- Mit Betriebsstörungen und naturbedingten Einwirkungen von außen im Rahmen der praktischen Erfahrung (z. B. Stürme, starke Niederschläge) ist während der Lebensdauer einer Anlage zu rechnen. Die den Bemessungen zugrundeliegenden Lastannahmen entsprechen jährlichen Eintrittshäufigkeiten zwischen etwa 1 und 10^{-2}. Schutzziel der Auslegung ist es, jeglichen Schaden an der Anlage sowie Freisetzungen radioaktiver Stoffe, die die betrieblichen Ableitungen überschreiten würden, zu verhindern.

- Als Störfälle werden Ereignisse angesehen, deren Eintritt und Ablauf eine jährliche Eintrittshäufigkeit zwischen etwa 10^{-2} und 10^{-5} aufweisen. Ziel der Auslegung für diese Fälle ist der Nachweis der Einhaltung der für die Analyse von Auslegungsstörfällen festgelegten Grenzwerte in der Umgebung der Anlage (§§ 49 und 50 StrlSchV /SSV 08/).

- Zum Restrisikobereich zählen in der Regel auslegungsüberschreitende Ereignisse, deren Eintrittshäufigkeit unterhalb von 10^{-5} pro Jahr liegt.

Diese Klassifizierung nach probabilistischen Sicherheitskriterien lässt sich grundsätzlich auch auf Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes übertragen, sofern hinreichend verlässliche Daten für eine Quantifizierung der Eintrittshäufigkeiten vorliegen /GRS 92/, /IAE 02/.

3.2.3 Kategorisierung von Ereignissen

Die folgenden Betrachtungen beziehen sich auf Brennstoffkreislaufanlagen, ausgenommen Endlager und Transportvorgänge.

Die Methodik der Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren /BMI 83/ mit einer Einteilung in VO- und RA-Ereignisse ist grundsätzlich auf oberirdische Anlagen des Brennstoffkreislaufes übertragbar:

- VO-Ereignisse sind Störfälle, für die eine Schadensanalyse nicht erforderlich ist, wenn aufgrund getroffener Vorsorgemaßnahmen nachgewiesen wird, dass sie vermieden oder sicher beherrscht werden können.

- RA-Ereignisse sind Störfälle, die aus der Menge aller Störfälle mit Strahlenexposition in der Umgebung radiologisch repräsentativ, d. h. hinsichtlich der möglichen radiologischen Auswirkungen in der Umgebung für die Anlagenauslegung bestimmend sind.

Für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren sind die Störfälle, die den Klassen VO und RA zuzuordnen sind, in den Störfall-Leitlinien /BMI 83/ definiert. Diese basieren auf jahrelangen Erfahrungen aus Sicherheitsanalysen, der Begutachtung und dem Betrieb einer Vielzahl von vergleichsweise einheitlich aufgebauten Anlagen. Die in /BMI 83/ festgelegten VO-Ereignisse unterscheiden sich allerdings stark hinsichtlich der Eintrittshäufigkeit des einleitenden Ereignisses und der Auswirkungen des Ereignisses, sowie hinsichtlich der Ausführung der zugehörigen Vorsorgemaßnahmen. Hinsichtlich der Eintrittshäufigkeiten des einleitenden Ereignisses finden sich Fälle, die den Sicherheitsebenen 2, 3 oder 4 zugeordnet werden könnten. Hinsichtlich der Anforderungen an die Ausführung der Vorsorgemaßnahme finden sich ebenfalls Unterschiede. Des Weiteren gibt es keinen systematischen Zusammenhang zwischen der Zuordnung des Ereignisses zu einer Sicherheitsebene hinsichtlich der Eintrittshäufigkeiten und hinsichtlich der Ausführung der zugehörigen Vorsorgemaßnahmen /RSK 05a/.

Während die Bewertungskriterien für VO-Störfälle nicht explizit in den Leitlinien festgelegt worden sind, sondern sich nach dem Stand von Wissenschaft und Technik richten, müssen für die RA-Störfälle die radiologischen Auswirkungen entsprechend den in den Leitlinien explizit vorgegebenen Berechnungsgrundlagen und Annahmen berechnet sowie hinsichtlich der Einhaltung der Störfallplanungsgrenzwerte überprüft werden.

Für Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes gibt es keine vergleichbare normative Festlegung der VO- und RA-Ereignisse in einer Leitlinie; der Vielgestaltigkeit der Anlagen Rechnung tragend werden jedoch, aufgeschlüsselt nach Anlagentypen,

- in den Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen /BMU 04/ und

- in den Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder Abfälle in Behältern /ESK 13/

alle relevanten Ereignisse definiert, die als auslegungsbestimmende Störfälle im Rahmen einer Störfallereignisanalyse zu betrachten sind (siehe Kapitel 3.3 und 3.4). Für die Auslegungsstörfälle ist die Einhaltung der Anforderungen der §§ 49 bzw. 50 StrlSchV durch Berechnung der möglichen radiologischen Störfallauswirkungen nachzuweisen, sofern nicht die Störfallmöglichkeit aufgrund der nachgewiesenen getroffenen Vorsorge ausgeschlossen werden kann. Die Definition und Abgrenzung der VO- und RA-Ereignisse für Anlagen des Brennstoffkreislaufes basiert auf langjährigen Betriebserfahrungen im In- und Ausland sowie auf eingehenden Sicherheitsanalysen im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren; sie stützt sich zudem auf eine Vielzahl von Forschungsarbeiten für diese Anlagen.

In Deutschland erfolgt die Störfallanalyse von Brennstoffkreislaufanlagen grundsätzlich deterministisch; für einzelne Elemente werden jedoch zunehmend und unterstützend auch Ergebnisse der Zuverlässigkeitsanalyse und der probabilistischen Sicherheitsanalyse herangezogen. Wegen der erheblichen Unterschiede der in Brennstoffkreislaufanlagen möglichen Störfallszenarien und vorhandenen radioaktiven Inventare ist eine Anwendung der für RA-Störfälle in Kernkraftwerken entwickelten Berechnungsgrundlagen nicht ohne weiteres möglich.

Von den in den Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren /BMI 83/ festgelegten Ereignissen im Restrisikobereich sind – unter Beachtung der in Kapitel 3.2.1 genannten Gesichtspunkte – diejenigen Ereignisse auf Anlagen des Brennstoffkreislaufes übertragbar, die durch äußere Einwirkungen den Einschluss des radioaktiven Inventars betreffen. Die folgenden zivilisatorisch bedingten Ereignisse werden bei Brennstoffkreislaufanlagen in der Regel dem Restrisikobereich zugeordnet /GRS 92/:

- Flugzeugabsturz,
- äußere Einwirkungen gefährlicher Stoffe,
- äußere Druckwellen chemischer Reaktionen,
- Einwirkungen Dritter.

Diese Festlegungen sind auch Bestandteil der Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen /BMU 04/ sowie der Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern /ESK 13/. Die Berücksichtigung von weiteren äußeren Einwirkungen, wie von außen übergreifenden Bränden oder Bergschäden, hängt von den jeweiligen

Standortbedingungen ab. Naturbedingte äußere Einwirkungen – z. B. Sturm, Regen, Schneefall, Frost, Blitzschlag, Hochwasser, Erdrutsch und Erdbeben – werden entsprechend den Standortgegebenheiten in der Regel als auslegungsbestimmende Störfälle im Rahmen der Störfallanalyse betrachtet. Der Risikominderung dienende Maßnahmen zum Schutz von Brennstoffkreislaufanlagen gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter sind in /BMU 91/, /BMU 00/ festgelegt.

Nicht alle Restrisiko-Ereignisse aus Kernkraftwerken lassen sich direkt übertragen. Bezogen auf einzelne Anlagen können, falls erforderlich, spezifisch anlageninterne Restrisiko-Ereignisse definiert werden. Grundsätzlich lassen sich anlageninterne Restrisiko-Ereignisse – in Analogie zu den Störfallklassen VO und RA – in zwei Kategorien einteilen /GRS 92/:

- Ereignisse, die die Anforderungen übersteigen, für die ein Versagen oder ein Ausfall aufgrund nachgewiesener hoher Zuverlässigkeit (Versagenswahrscheinlichkeit kleiner als 10^{-5} pro Jahr) oder nach Maßgabe der praktischen Erfahrung ausgeschlossen werden kann. Quantitativ kann die Zuverlässigkeit von Vorsorgemaßnahmen aber nicht beliebig groß werden, sodass eine Restwahrscheinlichkeit für ein Versagen oder einen Ausfall bestehen bleibt. Für den Fall, dass an die Zuverlässigkeit von Sicherheitssystemen hohe Anforderungen zu stellen sind, können Zuverlässigkeitsanalysen zur Quantifizierung der Ausfallwahrscheinlichkeit eines Systems hilfreich sein.

- Ereignisse, die im Vergleich zu Auslegungsstörfällen eine geringere Eintrittshäufigkeit aufweisen, jedoch in ihrem Ablauf, z. B. durch erschwerend hinzutretende Umstände, zu größeren radiologischen Auswirkungen führen können als die im Rahmen der Störfallanalyse betrachteten Auslegungsstörfälle.

Für die erste Kategorie von anlageninternen, auslegungsüberschreitenden Ereignissen seien beispielhaft genannt:

- Kritikalität aufgrund von Einspeisung von Kernbrennstoff, für den die Anlage nicht ausgelegt ist, obwohl nach Stand von Wissenschaft und Technik alle Maßnahmen einer wirksamen Eingangskontrolle gegeben sind.

- Versagen inhärent sicherer, passiver Sicherheitssysteme und Umschließungen (z. B. Korrosion von auf Lebensdauer ausgelegten Lagertanks oder -behältern).

- Auftreten anlagenübergreifender Brände trotz Brandabschottungen und getroffener Brandschutzvorsorge nach Stand von Wissenschaft und Technik (z. B. trotz Inertisierung oder automatisch auslösender Gaslöschanlagen).

Beispiele für die zweite Kategorie von Ereignissen sind:

- Verstärkung von Brandauswirkungen und Freisetzungen radioaktiver Stoffe durch das Ergreifen ungeeigneter oder unvorhersehbarer Maßnahmen bei der Brandbekämpfung.
- Zufälliges Vorhandensein von besonders ungünstigen Bedingungen, wodurch andere Freisetzungspfade resultieren (z. B. geöffnete Tore bei Transporten radioaktiver Stoffe, Reparaturmaßnahmen, unvorhergesehene Folgeschäden).

Bei der Analyse, welche Ereignismöglichkeiten bestehen, muss jeweils anlagenbezogen vorgegangen werden. Die ermittelten auslegungsüberschreitenden, anlageninternen Ereignismöglichkeiten sind dann – soweit sie nicht bereits in der Störfallanalyse selbst durch Verbesserung der Vorsorgemaßnahmen ausgeschlossen werden können – ebenso wie die Restrisikoereignisse durch äußere Einwirkungen Gegenstand der Überlegungen für eine Risikominderung.

Die Zuordnung zwischen den unterschiedlichen Kategorien von Ereignissen und den Ebenen des gestaffelten Sicherheitsprinzips gemäß /IAE 08b/ ist in Tab. 3.2 zusammenfassend aufgeführt.

Tab. 3.2 Zuordnung der Ereigniskategorien zu den Sicherheitsebenen /ILK 05/, /RSK 05b/

Level	**Zugeordnete Ereignisse**
Level 1	Normalbetrieb
Level 2	Anomaler Betrieb (Betriebsstörungen)
Level 3	Auslegungsstörfälle
Level 4	Auslegungsüberschreitende Ereignisse, für die keine Vorsorge gegen Schäden zu treffen ist, bei denen aber die Möglichkeit einer Risikominderung zu prüfen ist
Level 5	Unfälle mit erheblichen Freisetzungen in die Umgebung; Ereignisse im Bereich des Restrisikos

3.2.4 Auswirkungen der aktuellen Rechtsprechung auf die atomrechtliche Genehmigungspraxis von Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung

Das Bundesverwaltungsgericht hatte in seinem Urteil zum Kernkraftwerk Obrigheim (KWO) vom 22. Januar 1997 die Grenze zwischen der Schadensvorsorge nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG einerseits und dem Restrisiko andererseits bei den auslegungsbestimmenden Störfällen gezogen /BVG 97/. Hypothetische Störfälle, deren Eintrittshäufigkeiten zu gering sind, um als Auslegungsstörfälle eingestuft zu werden, wurden dem Restrisiko zugeordnet.

In seinem Urteil zum Standortzwischenlager Brunsbüttel vom 10. April 2008 hat das Bundesverwaltungsgericht seine bisherige Rechtsauffassung aufgegeben und entschieden, dass die Grenze für die Schadensvorsorge im Sinne von § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG auch jenseits der Auslegungsstörfälle liegen kann /BVG 08/, /DOL 09/. Demnach endet die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden nicht mit dem Nachweis der Beherrschung der Auslegungsstörfälle; sie kann im Einzelfall darüberhinausgehende Maßnahmen umfassen.

Über die Abgrenzung von Schadensvorsorge und Restrisiko entscheidet nach Auffassung des Gerichts die Genehmigungsbehörde in eigener Verantwortung aufgrund einer Risikoermittlung und -bewertung im Einzelfall. Sie unterliegt einer gerichtlichen Nachprüfung nur dahingehend, ob die der behördlichen Beurteilung zugrundeliegende Risikoermittlung und -bewertung auf einer ausreichenden Datenbasis beruht und dem Stand von Wissenschaft und Technik zum Zeitpunkt der Behördenentscheidung Rechnung trägt. Kommt die Genehmigungsbehörde zum Ergebnis, dass ein auslegungsüberschreitender Ereignisablauf der Schadensvorsorge und nicht dem Restrisiko zuzuordnen ist, so ist gegen diesen Ereignisablauf die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden zu treffen. Die Erweiterung der Schadensvorsorge über die Auslegungsstörfälle hinaus bedeutet jedoch nicht, dass für die der Schadensvorsorge zugeordneten Ereignisse, die keine Auslegungsstörfälle sind, die gleichen technischen Anforderungen oder Nachweisanforderungen gelten wie für die Auslegungsstörfälle.

Für die technische Auslegung einer Anlage der nuklearen Ver- und Entsorgung ergibt sich aus dem Urteil des Bundesverwaltungsgerichts vom 10. April 2008 keine Änderung. Das Gericht hat die Abgrenzung zwischen den Sicherheitsebenen 3 (Beherrschung von

Auslegungsstörfällen) und 4 (Begrenzung der Auswirkung von auslegungsüberschreitenden Störfällen) nicht in Frage gestellt, sondern seiner Entscheidung zugrunde gelegt und somit bestätigt. Die Zuordnung von Ereignissen zur Sicherheitsebene 3 oder 4 (siehe Kapitel 3.2.3, Tabelle 3.2) kann daher nach den gleichen Kriterien erfolgen wie bisher. Allein aus dieser Einstufung folgt jedoch keine automatische Zuordnung der Ereignisse zur Schadensvorsorge oder zum Restrisiko. Es bleibt dabei, dass Ereignisse oder Ereignisabläufe

- aufgrund einer extrem geringen Eintrittshäufigkeit des Ereignisses, oder
- aufgrund einer extrem geringen Häufigkeit der Kombination eines Auslegungsstörfalls mit besonderen, postulierten Ausfallannahmen

der Sicherheitsebene 4 zuzuordnen sind, und dass bei dieser Zuordnung weniger konservative Anforderungen an die Sicherheitsnachweise und an die technische Auslegung von Systemen und Komponenten gelten als bei einer Zuordnung zur Sicherheitsebene 3.

3.3 Störfallanalyse im Kontext der Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen

Im Rahmen des untergesetzlichen Regelwerkes für kerntechnische Anlagen wurden vom BMU „Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen“ definiert /BMU 04/. Diese Sicherheitsanforderungen sind spezifiziert für:

1. Urananreicherungsanlagen nach dem Gasultrazentrifugenprinzip (Teil I),
2. Anlagen zur Herstellung von Leichtwasserreaktor-Brennelementen mit niedrig angereichertem Uran (Teil II),
3. Anlagen zur Herstellung von Uran/Plutonium-Mischoxid-Brennelementen (Teil III),
4. Anlagen zur Herstellung von Uran-Brennelementen für Hochtemperatur- und Forschungsreaktoren (Teil IV).

In den Sicherheitsanforderungen wurden auslegungsbestimmende Störfälle für die einzelnen Anlagentypen festgelegt. Für die auslegungsbestimmenden Störfälle ist die Einhaltung der Anforderungen des § 50 StrlSchV durch Berechnung der möglichen radiologischen Störfallauswirkungen nachzuweisen, sofern nicht die Störfallmöglichkeit aufgrund der nachgewiesenen getroffenen Vorsorge ausgeschlossen werden kann.

3.3.1 Störfallanalyse für Urananreicherungsanlagen

Für die technische Auslegung und den Betrieb einer nach § 7 AtG genehmigungspflichtigen Anlage zur Anreicherung von Uran (maximaler Anreicherungsgrad 5 % ^{235}U, intern bis 6 %) ergeben sich folgende abgeleitete Schutzziele /BMU 04/ Teil I:

- Einschluss, Rückhaltung und Abschirmung radioaktiver Stoffe,
- Vermeidung einer Freisetzung von Uranhexafluorid,
- sichere Gewährleistung der Unterkritikalität,
- Vermeidung von Brand und Explosion bzw. deren frühzeitige Erkennung und wirksame Bekämpfung,
- Minimierung und Kontrolle der Strahlenexposition und Kontamination des Betriebspersonals und der Bevölkerung,
- Minimierung und Kontrolle der Ableitung radioaktiver Stoffe.

Eine Urananreicherungsanlage ist grundsätzlich so auszulegen, dass sie bei Störfällen von sich aus oder durch jederzeit durchführbare Eingriffe des Betriebspersonals in einen Zustand übergeht oder in diesem verbleibt, der die Einhaltung der genannten Schutzziele gewährleistet.

Für Urananreicherungsanlagen nach dem Gaszentrifugenprinzip sind im Hinblick auf auslegungsbestimmende Störfälle grundsätzlich folgende anlageninterne Ereignisse zu betrachten, sofern entsprechende Einrichtungen betrieben werden /BMU 04/ Teil I:

- eine Freisetzung von UF_6 aus einer Ausdampfstelle bzw. Aufheizstation; es ist vom größten in der Anlage zur Einspeisung gelangenden Behältertyp und dem höchsten Anreicherungsgrad für diesen Typ auszugehen,
- eine Freisetzung von UF_6 beim Befüllen von UF_6-Behältern; je nach Vorgehensweise ist dabei von einer Freisetzung von flüssigem oder dampfförmigem UF_6 auszugehen,
- eine Freisetzung von UF_6 aufgrund des Berstens einer Leitung oder eines UF_6-Behälters,
- ein lokaler Brand (innerhalb eines Brandabschnitts),
- ein Kritikalitätsstörfall in einer Uranlösung,

- eine exotherme chemische Reaktion von UF_6 und deren Auswirkung,
- Ausfall der Stromversorgung,
- Ausfall der Gasversorgung,
- Ausfall der Wasserversorgung,
- Ausfall der Vakuum- bzw. Druckluftversorgung,
- Ausfall von Abgas- und Lüftungseinrichtungen,
- Ausfall von sicherheitstechnisch wesentlichen Kühleinrichtungen,
- Einwirkung chemischer Schadstoffe (HF, UF_6),
- Auslaufen von uranhaltiger Flüssigkeit,
- Absturz von Lasten, insbesondere von UF_6-Behältern oder sonstige mechanische Beschädigung von UF_6-Behältern,
- spontanes Versagen von Druckbehältern der Medienversorgung auf dem Anlagengelände.

Außerdem sind – je nach Standortgegebenheiten – naturbedingte äußere Einwirkungen, insbesondere Erdbeben, in der Regel als auslegungsbestimmende Störfälle zu betrachten.

3.3.2 Störfallanalyse für Brennelementfabriken (LWR)

Eine Anlage zur Herstellung von LWR-Brennelementen mit niedrig angereichertem Uran ist eine nach § 7 des Atomgesetzes (AtG) genehmigungspflichtige Anlage /ATG 17/. Die übergeordneten Schutzziele, denen die technische Auslegung und der Betrieb einer Brennelementfabrik entsprechen müssen, bestehen darin:

- Jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt zu vermeiden,
- jede Strahlenexposition oder Kontamination von Personen, Sachgütern oder der Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der festgesetzten Grenzwerte so gering wie möglich zu halten;

- bei der Planung baulicher oder sonstiger technischer Schutzmaßnahmen gegen auslegungsbestimmende Störfälle unbeschadet der ersten Forderung die Anforderungen der Strahlenschutzverordnung zugrunde zu legen.

Hieraus abgeleitet ergeben sich folgende grundlegende Schutzziele:

- Einschluss, Rückhaltung und Abschirmung radioaktiver Stoffe;
- Minimierung und Kontrolle der Ableitung radioaktiver Stoffe;
- Minimierung und Kontrolle der Strahlenexposition und Kontamination des Betriebspersonals;
- Gewährleistung der Unterkritikalität; Vermeidung von Brand und Explosion bzw. deren frühe Erkennung und wirksame Bekämpfung;
- Vermeidung einer Freisetzung von Uranhexafluorid;
- Betriebs- und instandhaltungsgerechte Auslegung, um Kontaminationen zu vermeiden und die Strahlenexposition des Betriebspersonals gering zu halten;
- Einhaltung des Strahlenschutzes im Hinblick auf eine Stilllegung und Beseitigung der Anlage.

Die Anlage zur Brennelementherstellung ist so auszulegen, dass sie auch bei Störfällen von sich aus oder durch jederzeit durchführbare Eingriffe des Betriebspersonals in einen Zustand übergeht oder in diesem verbleibt, der die Einhaltung der genannten Schutzziele gewährleistet.

Die Sicherheitsanforderungen /BMU 04/ stellen eine nähere Bestimmung der erforderlichen Vorsorge dar, um Betriebsstörungen und Störfälle zu verhindern. Getrennt hiervon werden im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren Ablauf und Auswirkungen möglicher Störfälle analysiert, um ihre radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung der Anlage bestimmen.

Außerdem dient die Störfallanalyse der Überprüfung, ob die getroffenen Vorsorgemaßnahmen vollständig und ausgewogen sind.

1. In einer Störfallanalyse ist zu untersuchen, welche Betriebsstörungen und Störfälle in der Anlage auftreten können. Hierzu sind die Anlagengegebenheiten und

Betriebsabläufe systematisch zu analysieren und Erfahrungen aus vergleichbaren Anlagen zu berücksichtigen.

2. Aus dieser Analyse sind die für die Anlage auslegungsbestimmenden Störfälle abzuleiten und gegenüber den zum anomalen Betrieb gehörenden Betriebsstörungen abzugrenzen. Es wird empfohlen, hierzu systematische Methoden, z. B. Ereignisablauf- oder Zuverlässigkeitsanalysen, einzusetzen. Menschliches Fehlverhalten ist bei der Analyse der Störfallmöglichkeiten zu berücksichtigen.

3. Als auslegungsbestimmende Störfälle in einer Anlage zur Herstellung von LWR-Brennelementen mit niedrig angereichertem Uran sind grundsätzlich die folgenden möglichen Ereignisse zu betrachten, sofern entsprechende Einrichtungen betrieben werden:

- eine Freisetzung von UF_6 aus einem Behälter. Es ist vom größten in der Anlage zur Ausdampfung gelangenden Behältertyp und dem höchsten Anreicherungsgrad für diesen Typ auszugehen.
- Eine Explosion in einem Konversions-, Reduktions-, Kalzinations- oder Sinterofen, eines Verdampfers mit uranhaltiger Lösung, eine Explosion im Zusammenhang mit Ammoniumnitrat, eine Explosion bei der Versorgung mit Betriebs- und Hilfsstoffen, soweit sie sich im Anlagengebäude oder auf dem Anlagengelände befinden,
- ein lokaler Brand (innerhalb eines Brandabschnitts, z. B. einer Extraktionsanlage),
- ein Kritikalitätsstörfall in einer Uranlösung (i. d. R. nur bei Nasskonversion als Auslegungsstörfall zu berücksichtigen),
- Ausfall der Stromversorgung,
- Ausfall der Gasversorgung,
- Ausfall der Wasserversorgung,
- Ausfall der Druckluftversorgung,
- Ausfall von Abgas- und Lüftungseinrichtungen,
- Ausfall von sicherheitstechnisch wesentlichen Kühleinrichtungen,
- Einwirkung chemischer Schadstoffe (HF, NH_3),
- Auslaufen von uranhaltiger Flüssigkeit oder von Uranpulver,

- Absturz von Lasten, Handhabungsstörfälle
- spontanes Versagen von Druckbehältern der Medienversorgung auf dem Anlagengelände.

Außerdem sind entsprechend den Standortgegebenheiten naturbedingte äußere Einwirkungen, insbesondere Erdbeben, in der Regel als auslegungsbestimmende Störfälle zu betrachten.

4. Für die auslegungsbestimmenden Störfälle ist die Einhaltung der Anforderungen der Strahlenschutzverordnung durch Berechnung der möglichen radiologischen Störfallauswirkungen nachzuweisen, sofern nicht die Störfallmöglichkeit aufgrund der nachgewiesenen getroffenen Vorsorge ausgeschlossen werden kann und eine Berechnung radiologischer Störfallauswirkungen nicht erforderlich ist.

3.4 Störfallanalyse im Kontext der Sicherheitstechnischen Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern

Die Entsorgungskommission (ESK) hat in ihrer Empfehlung vom 10. Juni 2013 „Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern“ formuliert /ESK 13/. Die Leitlinien basieren auf einem früheren Entwurf der Reaktorsicherheitskommission.

Für die technische Auslegung und den Betrieb eines nach § 6 AtG genehmigungspflichtigen Zwischenlagers für bestrahlte Brennelemente ergeben sich folgende abgeleitete Schutzziele /ESK 13/:

- sicherer Einschluss des radioaktiven Inventars,
- sichere Abfuhr der Nachzerfallswärme,
- sichere Gewährleistung der Unterkritikalität,
- Minimierung und Kontrolle der Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Bevölkerung.

Ein Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente ist grundsätzlich so auszulegen, dass es bei Störfällen von sich aus oder durch jederzeit durchführbare Eingriffe des

Betriebspersonals in einen Zustand übergeht oder in diesem verbleibt, der die Einhaltung der genannten Schutzziele gewährleistet.

Die folgenden anlageninternen Ereignisse sind bei der trockenen Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern in der Regel als auslegungsbestimmende Störfälle zu betrachten /ESK 13/:

- mechanische Einwirkungen wie
  - der Absturz eines Brennelement-Behälters aus der maximal in Frage kommenden Höhe in der ungünstigsten Aufprallposition und unter Berücksichtigung der höchsten bzw. tiefsten Behältertemperaturen,
  - das Umfallen eines Brennelement-Behälters bei der Handhabung,
  - das Herabstürzen der größten in Frage kommenden Last auf die Brennelement-Behälter.
- Brand: Zu berücksichtigen sind die maximalen, stationär und temporär im Zwischenlager befindlichen Brandlasten. Die Integrität der Behälter und eine ausreichende Abschirmung müssen während und nach Brandfällen erhalten bleiben. Die Brandschutzmaßnahmen müssen geeignet sein, mögliche Brandbeanspruchungen der Brennelementbehälter in der Handhabungs- und Lagerkonfiguration so weit einzugrenzen, dass mindestens eine Dichtbarriere soweit funktionsfähig bleibt, dass die Dosisgrenzwerte nach § 49 StrlSchV eingehalten werden. Hierbei ist von thermischen Belastungen auszugehen, wie sie im Rahmen der Zulassung der Behälter als Typ B(U)-Versandstück untersucht wurde, sofern nicht geringere Brandbeanspruchungen im Einzelnen nachgewiesen werden. Zusätzlich zu den für die Integrität der Behälter und die Dichtfunktion zu führenden Nachweisen sind mögliche Brände in der Anlage mit potentiellen Aktivitätsfreisetzungen zu analysieren. Brennbare Betriebsabfälle und vorübergehend vorhandene potentielle Brandquellen sind in den Störfallanalysen zu berücksichtigen.

Als anomale Betriebszustände (Betriebsstörungen) sind bei der trockenen Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente Ausfälle wichtiger sicherheitstechnischer Einrichtungen zu betrachten wie

- Ausfall der Stromversorgung,
- Ausfall leittechnischer Einrichtungen,

- Ausfall von Hebezeugen und Transportmitteln,
- Ausfall von Lüftungsanlagen bzw. aktiver Komponenten, die für die Wärmeabfuhr relevant sind.

Für die anomalen Betriebszustände ist die Einhaltung der Grenzwerte der §§ 44 und 45 StrlSchV nachzuweisen.

Außerdem sind – je nach Standortgegebenheiten – naturbedingte äußere Einwirkungen, insbesondere Erdbeben, in der Regel als auslegungsbestimmende Störfälle zu betrachten.

Im Rahmen einer Sicherheitsanalyse ist darzulegen, welche Auswirkungen durch zivilisatorisch bedingte äußere Einwirkungen (z. B. Flugzeugabsturz, Druckwellen chemischer Reaktionen, Einwirkungen schädlicher Stoffe) erwarten sind. Die Entscheidung, welche Ereignisse als Auslegungsstörfälle im Sinne des § 49 StrlSchV zu bewerten sind und ob bzw. welche Schutzmaßnahmen im Hinblick auf die Reduzierung der Schadensauswirkungen bei Ereignissen erforderlich sind, die wegen ihrer geringen Eintrittshäufigkeit nicht als Auslegungsstörfälle einzustufen sind, hat sich insbesondere an den Ergebnissen der Sicherheitsanalyse und an den Auswirkungen in der Umgebung der Anlage zu orientieren. Die Lastannahmen für zivilisatorisch bedingte äußere Einwirkungen richten sich unter Beachtung der Standortgegebenheiten nach dem Stand von Wissenschaft und Technik.

In jedem Fall sind – unter Zugrundelegung der Lastannahmen aus den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren /RSK 96/ und der BMI-Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen /BMI 76/ – Maßnahmen zur Schadensreduzierung bei Flugzeugabsturz und von außen auftreffenden Druckwellen zu treffen. Dem Gesichtspunkt der Reduzierung der Schadensauswirkungen ist Genüge getan, wenn auch bei diesen Ereignissen die unter realistischen Randbedingungen ermittelten radiologischen Auswirkungen einschneidende Maßnahmen des Notfallschutzes nicht erforderlich machen. Die Reduzierung der Schadensauswirkungen durch Flugzeugabsturz und Druckwelle kann entweder durch den Behälter selbst oder durch die Kombination von Behälter und Lager/Lagergebäude erreicht werden. Beschädigungen oder Verschüttungen der Behälter dürfen nicht zur Kritikalität führen. Die Integrität und Wärmeabfuhr der Behälter darf nicht in unzulässiger Weise beeinträchtigt werden.

Die RSK kommt in ihrer Stellungnahme vom 11. Juli 2002 /RSK 02/ zu der Schlussfolgerung, dass die zur Einlagerung genehmigten Transport- und Lagerbehältertypen auch im Falle des gezielten Absturzes eines Großflugzeuges die wesentliche Schutzfunktion des sicheren Einschlusses der radioaktiven Stoffe aufgrund ihrer Bauweise bei mechanischer und thermischer Belastung gewährleisten.

3.5 Grundsätzliche Elemente einer Störfallanalyse

Im Rahmen dieser Ausarbeitung umfassen Störfallereignisse sowohl Auslegungsstörfälle als auch auslegungsüberschreitende Ereignisse. Hinsichtlich der Analyse von Störfallereignissen unterscheidet man grundsätzlich zwischen der Deterministischen Störfallanalyse (DSA) und der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA).

Die DSA bezieht sich im Wesentlichen auf Störfälle, gegen die die jeweilige Anlage auszulegen ist. Dabei wird im Hinblick auf die potentiell betroffenen Systeme das Einzelfehlerkriterium unterstellt, falls die korrekte Funktion dieser Systeme im Anforderungsfall notwendig ist um die Einhaltung gesetzlicher Grenzwerte zu gewährleisten. Ein Einzelfehler liegt vor, wenn ein Systemteil (umfasst alle Teile einer Funktionseinheit und der zu ihrer sicherheitstechnischen Funktion notwendigen – und ggf. auch redundanten – Versorgungs-, Stell-, und Hilfseinrichtungen) der Sicherheitseinrichtung seine Funktion bei Anforderung nicht erfüllt /BMI 84/, /KTA 09/. Für die DSA wird in der Regel auf konservative Annahmen zurückgegriffen. Der Einfluss menschlicher Fehlhandlungen wird im Allgemeinen nicht detailliert untersucht, bzw. menschliche Fehlhandlungen werden bei einer DSA in der Regel nicht unterstellt /GEL 97/. Fehler mit gemeinsamer Ursache an mehreren zueinander redundanten Systemteilen sowie Auslegungsfehler werden durch das Einzelfehlerkonzept nicht abgedeckt.

Im Vergleich zur DSA verfolgt die PSA einen komplexeren Ansatz. Für eine PSA sollten alle relevanten Ereignisabläufe einbezogen werden, also auch solche, die unter Berücksichtigung des Anlagendesigns zu einer Überschreitung von festgelegten Freisetzungsgrenzwerten führen würden. Das PSA-Konzept beinhaltet dabei im Unterschied zum DSA-Konzept auch die Berücksichtigung von Mehrfachfehlern bzw. von Fehlern mit gemeinsamer Ursache /IAE 92/, /GEL 97/. Fehler mit gemeinsamer Ursache (Common Cause Failures, CCF) sind gekennzeichnet durch den simultanen Ausfall gleichartiger Komponenten in mehreren, funktionell gleichartig aufgebauten Zweigen eines redundanten Systems aufgrund eines auslösenden Ereignisses. Im Allgemeinen sollte bei einer PSA nicht auf konservative Annahmen zurückgegriffen werden; d. h. eine PSA sollte zu

einer möglichst realistischen Bewertung der Anlage führen, wobei potentielle menschliche Fehlhandlungen detailliert berücksichtigt werden sollten /GEL 97/, /WEI 03/.

Die effektive Umsetzung geeigneter Störfall- bzw. Sicherheitsanalysen setzt die Kenntnis aller relevanten Gefahrenquellen sowie die generelle Beurteilung des Gefahrenpotentials der jeweiligen Anlage voraus; d. h. alle grundsätzlichen Risiken, die mit dem Betrieb der Anlage verbunden sind, sollten bereits im Voraus identifiziert werden. In einem ersten Schritt wird dabei zunächst ermittelt, welche Gefahrstoffe sich in welchen Mengen in den verschiedenen Prozesseinrichtungen bzw. auf dem Gelände der Anlage befinden.

Die Bedingungen, denen diese Stoffe bei der Lagerung bzw. bei der Handhabung ausgesetzt sind, müssen nachfolgend spezifiziert und hinsichtlich ihres Gefahrenpotentials bewertet werden. In einem weiteren Schritt werden die potentiellen Freisetzungspfade, die für die entsprechenden Stoffe unter Störfallbedingungen relevant sein können, herausgearbeitet, wobei spezifische Charakteristika der Anlage zu berücksichtigen sind; beispielsweise die Verteilung potentieller Zündquellen innerhalb der Anlage (z. B. elektrische Schaltanlagen, heiße Oberflächen etc.), kritische Stellen im Hinblick auf die verfahrenstechnische Prozessführung (z. B. hohe Temperaturen oder Drücke), oder wo die Gefahr von Lastabstürzen besteht. Das Gefahrenpotential der verwendeten Prozesschemikalien sollte hinsichtlich des Vermögens zur Bildung giftiger Gase bzw. Dämpfe (z. B. Uranhexafluorid, Fluorwasserstoff, Ammoniak) oder brennbarer bzw. explosionsfähiger Gemische (z. B. Wasserstoff), der spontanen Freisetzung von Energie (z. B. Ammoniumnitrat), des Entstehens explosionsfähiger Stäube (z. B. brennbarer Kohle- oder Metallstaub) sowie des Korrosionsvermögens (z. B. konzentrierte Säuren) ausgewertet werden, wobei chemo- oder radiotoxischen Flüssigkeiten, die das Potential zur Kontamination von Oberflächen- bzw. Grundwasser besitzen, besondere Aufmerksamkeit zuteilwerden sollte.

Zur abschließenden Beurteilung potentieller Gefahren müssen die möglichen Konsequenzen im Rahmen von Störfallanalysen bewertet werden. Dabei müssen insbesondere die unter Störfallbedingungen zu erwartenden Auswirkungen einer Freisetzung gefährlicher Stoffe auf das Anlagenpersonal, die Bevölkerung, die Umgebung und ggf. auf andere Einrichtungen innerhalb des Anlagengeländes beurteilt werden. Bei der Konsequenzenanalyse müssen die chemischen und physikalischen Eigenschaften der freigesetzten Stoffe – z. B. chemische Reaktivität gegenüber anderen Stoffen (Brand- bzw. Explosionsgefahr), Chemo- und/oder Radiotoxizität, Aggregatzustand, Löslichkeit etc. – unter Berücksichtigung relevanter Störfall- bzw. Prozessparameter sowie der

betroffenen Systeme und Anlagekomponenten in adäquater Weise berücksichtigt werden. Hierbei kommt der Bewertung von potentiell freigesetzten radioaktiven Materialien eine besondere Bedeutung zu.

Der gesamte Analyseprozess ist in einem ausreichenden Maße zu dokumentieren, damit eine detaillierte Bewertung der erzielten Ergebnisse bzw. Schlussfolgerungen hinsichtlich der generellen Vorgehensweise, der verwendeten Rechenmodelle sowie der entsprechenden Randbedingungen und Annahmen möglich ist. Dem Aspekt der Qualitätssicherung der verwendeten Eingabedaten bzw. -parameter ist dabei ausreichend Rechnung zu tragen.

3.5.1 Vorgehensweise bei einer DSA

Die DSA ist bei der Auslegung von kerntechnischen Anlagen eine seit langem geübte Praxis und in Deutschland in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren vorgeschrieben /ATV 17/. Die grundsätzlichen Schritte einer deterministischen Störfallanalyse können stichpunktartig wie folgt zusammengefasst werden /NRC 98/:

1. Analyse des Anlagengeländes hinsichtlich der meteorologischen, geologischen sowie hydrologischen Bedingungen und Entwicklung eines konzeptionellen Geländemodells,

2. Identifikation des Anlagenpersonals sowie der Bevölkerungsgruppen, die durch Störfallereignisse potentiell betroffen sein könnten,

3. Identifikation der Anlagenkonfiguration, relevanter betrieblicher Prozeduren sowie administrativer Kontrollelemente für erwartete betriebliche Abläufe,

4. Analyse der Anlagenbedingungen bzw. Identifikation und Kategorisierung von auslösenden Ereignissen, welche zu gefährlichen Material- oder Energiefreisetzungen führen können, gegen die die Anlage ausgelegt wurde bzw. werden sollte,

5. Charakterisierung der Stoffe bzw. Materialien, die potentiell freigesetzt werden können, hinsichtlich ihrer Freisetzungsparameter (z. B. Freisetzungsrate als Massen- oder Volumenstrom, Temperatur, Druck etc.),

6. Identifikation und Analyse der anlageninternen Freisetzungspfade,

7. Identifikation und Analyse der Freisetzungspfade in die Umgebung,

8. Quantifizierung der Auswirkungen bzw. Konsequenzenanalyse sowie Bewertung der erzielten Ergebnisse im Hinblick auf die Einhaltung gesetzlich festgelegter Grenzwerte.

3.5.2 Vorgehensweise bei einer PSA

Probabilistische Analysemethoden kommen immer dann verstärkt zum Einsatz bzw. werden ergänzend empfohlen, wenn die zu bewertende Anlage durch ein relativ hohes Niveau der Komplexität gekennzeichnet ist. Eine PSA ist im Vergleich zu einer DSA durch wesentliche Unterschiede bezüglich des Analyseansatzes gekennzeichnet. Diese Unterschiede bedingen eine andere Herangehensweise bei der praktischen Umsetzung einer PSA. Die IAEA empfiehlt folgende Schritte zur Durchführung einer PSA /IAE 02/:

1. Identifikation der zu berücksichtigenden auslösenden Ereignisse

2. Modellierung der Störfallszenarien; z. B. logische Modellierung der Störfallabläufe durch Fehler- bzw. Ereignisbaumanalysen, Analyse und Berücksichtigung des menschlichen Verhaltens, Konsequenzenanalyse

3. Daten- bzw. Parameterbewertung; z. B. Ermittlung von Daten zu Eintrittshäufigkeiten bei Störfallabläufen und zur Nichtverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen, sowie Daten zur Bewertung der Störfallauswirkungen (z. B. Ermittlung von Dosiskonversionsfaktoren etc.)

4. Szenarioqualifikation; z. B. Kategorisierung der erzielten Ergebnisse, Risikobewertung, Ergebnisbewertung im Hinblick auf die Einhaltung von Grenzwerten, Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen

Eine PSA ist häufig durch einen iterativen Bearbeitungsansatz gekennzeichnet, wobei die genannten Arbeitspunkte jedoch nicht streng entsprechend der aufgeführten Reihenfolge abgearbeitet werden müssen.

Eine PSA wird nur dann zu sinnvollen Ergebnissen führen, wenn in den zugehörigen Fehlerbäumen neben unabhängigen Komponentenausfällen auch abhängige berücksichtigt werden. Dabei handelt es sich im Allgemeinen um drei Arten abhängiger Ausfälle /GRS 95/:

1. Funktionsausfälle zweier oder mehrerer redundanter Komponenten als Folge eines einzigen Funktionsausfalls (z. B. Ausfall mehrerer redundanter Druckwächter durch

eine Überflutung infolge eines Rohrleitungsbruchs oder durch eine Überflutung als Folge fehlerhafter Sicherungsmaßnahmen bei der Instandhaltung). Sie werden nach DIN 25424-1 als „Sekundärausfälle“ bezeichnet.

2. Funktionsausfälle zweier oder mehrerer redundanter Komponenten, die sich aufgrund funktioneller Abhängigkeiten ergeben (z. B. Abhängigkeit von einer gemeinsamen Energieversorgung oder einer gemeinsamen Bedienungseinrichtung). Diese nennt man nach DIN 25424-1 „kommandierte Ausfälle“.

3. Funktionsausfälle zweier oder mehrerer ähnlicher oder baugleicher Komponenten aufgrund einer gemeinsamen Ursache, die nicht unter 1. oder 2. erfasst sind. Sie heißen nach DIN 25424-1 „gemeinsam verursachte Ausfälle“ (GVA). Im englischen Sprachraum hat sich für diese Art von Ausfällen inzwischen der Terminus „Common Cause Failures“ (CCF) durchgesetzt; jedoch wird gelegentlich auch die unscharfe Bezeichnung „Common Mode Failures“ (CMF) verwendet. Gemeinsam verursachte Ausfälle gehen auf eine gemeinsame, aber nicht offensichtliche Ursache – wie z. B. Planungs-, Herstellungs- oder Instandhaltungsfehler – zurück.

Ausfälle der ersten beiden Kategorien werden durch eine detaillierte Fehlerbaumanalyse (siehe Kapitel 3.8.2) direkt berücksichtigt. Von besonderer Bedeutung sind die Ausfälle der dritten Kategorie: Ihre Auswirkungen auf die Zuverlässigkeit des untersuchten Systems sind besonders gravierend, wenn sie redundante Komponenten betreffen und gleichzeitig oder in einem eng begrenzten Zeitintervall so auftreten, dass die ausgefallenen Zustände bei einer Anforderung gleichzeitig vorliegen. Sie sind redundanzbrechend, d. h. sie machen einen Teil oder gar den gesamten Gewinn an Zuverlässigkeit, der durch eine redundante Systemauslegung gewonnen wird, wieder zunichte. Die Einbeziehung von GVA in die Fehlerbaumanalyse erfolgt im Allgemeinen durch Auswertung von im Betrieb beobachteten GVA mit Hilfe geeigneter parametrischer Modelle /GRS 94b/, /GRS 95/, /NRC 88a/, /NRC 98/. Bezüglich der Identifizierung von Komponentengruppen, in denen gemeinsam verursachte Ausfälle auftreten können, sei auf /NRC 88a/ verwiesen.

Aus einer PSA ergeben sich wertvolle Erkenntnisse zum Ablauf potentieller Ereignisabläufe, zur Bedeutung von Systemfunktionen und Schlüsselkomponenten, menschlichen Handelns sowie zum Einfluss getroffener Annahmen auf das Ergebnis. Die Gesamtheit dieser Erkenntnisse stellt den Gebrauchswert einer PSA dar. Die ermittelten Zahlenwerte, z. B. zu Eintrittshäufigkeiten bei Störfallabläufen, sind zwar mit Unsicherheiten

behaftet, die aber über geeignete Wahrscheinlichkeitsverteilungen dargestellt werden können.

3.6 Vollständigkeit einer Störfallereignisanalyse

Mit Blick auf die Vollständigkeit von Störfallereignisanalysen ist darauf zu achten, dass stets das gesamte Störfallereignisspektrum der entsprechenden Anlage abdeckend berücksichtigt wird. Deshalb sollte bei der Auswahl der zu analysierenden auslösenden Ereignisse mit großer Umsicht vorgegangen werden. Dabei ist das Spektrum auslösender Ereignisse jeweils anlagenspezifisch und sollte stets im Hinblick auf seine Vollständigkeit begründet werden /BMU 97/. Die für geeignete Störfallereignisanalysen in Frage kommenden unerwünschten Ereignisse können folgendermaßen gruppiert werden /DOE 97/:

- Betriebsstörfälle: Betriebsstörfälle sind Störfälle, die sich direkt von den Prozessen und Handlungen ableiten lassen, die mit dem Betrieb der entsprechenden Anlage im Zusammenhang stehen. Für die Kategorie der Betriebsstörfälle sollten sowohl Routine- als auch Nicht-Routineereignisse, die durch potentiell unerwünschte Auswirkungen auf das Anlagenpersonal oder die Bevölkerung gekennzeichnet sind, berücksichtigt werden.

- Außergewöhnliche Naturereignisse: Die standortspezifischen (außergewöhnlichen) Naturphänomene müssen für die Designgrundlage einer Anlage und damit für die relevanten Störfallanalysen in angemessener Weise berücksichtigt werden (z. B. Erdbeben, Stürme, Überflutungen, starke Schneefälle etc.).

- Einwirkungen von außen: Für das Anlagendesign werden in der Regel spezifische potentielle Einwirkungen, denen die Anlage ausgesetzt sein könnte und deren jeweilige Ursachen mit zivilisatorischen Aktivitäten außerhalb der Anlage im Zusammenhang stehen (z. B. Flugzeugabsturz), berücksichtigt, wobei die daraus resultierenden Lastfälle in adäquater Weise Eingang in das Störfallanalysekonzept der entsprechenden Anlage finden sollten.

Störfallereignisanalysen können nicht nur durch Unvollständigkeiten bezüglich der in die Analysen einbezogenen auslösenden Ereignisse bzw. Szenarien gekennzeichnet sein; es können sich auch Defizite im Hinblick auf die verwendeten Analysemodelle ergeben. Diesem Aspekt ist insbesondere bei PSA-Modellen entsprechende Aufmerksamkeit zu widmen, da PSA-Modelle – z. B. die Berücksichtigung von menschlichen Eingriffen

während des Störfallereignisablaufs sowie von Fehlern mit gemeinsamer Ursache – im Vergleich zu konservativen DSA-Modellen meist eine komplexere Struktur aufweisen. Komplexe Analysemodelle sollten daher stets auf ihre Anwendbarkeit unter Berücksichtigung des realen Anlagenkonzepts überprüft werden; besonderes Augenmerk ist dabei auf folgende Punkte zu legen /IAE 02/:

- angemessene Berücksichtigung von systematischen und funktionellen Abhängigkeiten,
- hinreichende Berücksichtigung zeitlicher Abhängigkeiten bei der Modellierung von Störfallereignisabläufen,
- korrekte Einschätzung der Verfügbarkeit von computergestützten Kontrollsystemen oder von Unterstützungssystemen für das Anlagenpersonal,
- realistische Bewertung des menschlichen Verhaltens, insbesondere bei der Bewertung von Interaktionen innerhalb einer Gruppe handelnder Personen,
- realistische Einschätzung der allgemeinen Sicherheitskultur des Anlagenbetreibers.

Im Zuge der Entwicklung geeigneter Analysemodelle sollten stets die Meinungen erfahrener Experten angemessen berücksichtigt werden, um potentiellen Fehleinschätzungen – u. a. auch unter dem Aspekt des effektiven Einsatzes vorhandener Ressourcen – frühzeitig entgegenzuwirken.

3.7 Nachanalyse eingetretener Störfallereignisse

Für die Nachanalyse eingetretener Störfallereignisse sollten – mindestens für die Dauer des Anlagenbetriebs – geeignete, lauffähige Rechenmodelle, entsprechende Hardware, erfahrenes Personal sowie alle relevanten Unterlagen für die Dokumentation (z. B. Modell- bzw. Quellcodebeschreibungen, Handbücher etc.) zur Verfügung stehen, damit – falls notwendig – die Störfallursache(n), der Störfallverlauf als auch die zu erwartenden Konsequenzen analysiert bzw. simuliert werden können. Die folgenden Zielsetzungen können bei der Nachanalyse von Störfallereignissen von Bedeutung sein:

- Bewertung der Vollständigkeit der Liste auslösender Ereignisse,
- Bereitstellung zusätzlicher Informationen mit Bezug auf zeitabhängige Parameter, die nicht direkt durch die Anlageninstrumentierung erfasst werden konnten,

- Überprüfung, inwieweit die Systeme und das Personal der Anlage entsprechend den Erfordernissen reagierten,
- Bewertung und ggf. Überarbeitung der vorhandenen Störfallprozeduren,
- Identifikation neuer Fragestellungen, die sich aus dem Störfallverlauf bzw. aus dessen Analyse eventuell ableiten lassen,
- Unterstützung von Lösungsansätzen für Fragestellungen von sicherheitstechnischer Relevanz, die als Folge des Störfalls ggf. identifiziert wurden,
- Konsequenzbewertung im Falle des unterstellten Auftretens eines oder mehrerer zusätzlicher Fehler,
- Validierung bzw. – falls notwendig – Erweiterung und Anpassung der Computermodelle zur Störfallanalyse.

Messdaten, die während oder nach einem Störfall erfasst wurden (z. B. störfallrelevante Prozessdaten, Kontaminationsgrad bestimmter Anlagenbereiche), sollten dazu genutzt werden, für die vorhandenen Analysesysteme ggf. geeignete Eingabedaten bereitzustellen oder die eingesetzten Störfallmodelle zu validieren. Die Informationsauswertung sollte insbesondere unter der Zielstellung erfolgen, geeignete Maßnahmen zu definieren, welche die zu erwartenden Konsequenzen minimieren bzw. vergleichbare Störfallereignisse in der Zukunft verhindern. Ein wesentlicher Teil der Informationsauswertung besteht in der Evaluierung der Zuverlässigkeit relevanter Komponenten und Systemen der Anlage unter Störfallereignisbedingungen. Dabei sollte insbesondere überprüft werden, inwieweit eventuell beobachtete Versagensereignisse mit entsprechenden Versagenshäufigkeiten, die für vergleichbare Szenarien ggf. zuvor abgeleitet wurden, in Übereinstimmung gebracht werden können. In jedem Fall ist anzustreben, dass alle verwertbaren Informationen hinsichtlich der Zuverlässigkeit von relevanten Systemen und Komponenten für geeignete Plattformen der Informationssammlung bzw. Informationsbereitstellung (z. B. Zuverlässigkeitsdatenbanken) berücksichtigt werden. Derartige Informationen sind sowohl für die Validierung vorhandener PSA-Modelle einer konkreten Anlage als auch für die Entwicklung künftiger PSA-Modelle vergleichbarer Anlagen von immenser Bedeutung.

3.8 Vorausanalyse möglicher Störfallereignisse

Jede zielgerichtete Bewertung eines potentiellen Störfallspektrums setzt die detaillierte Kenntnis der entsprechenden Anlagencharakteristik voraus.

Alle Informationen, die bei der Entwicklung geeigneter Analysemodelle hilfreich sein könnten, sollten in leicht zugänglicher Form zusammengestellt und einer grundsätzlichen Bewertung unterzogen werden. Als geeignete Informationsquellen kommen z. B. Prozessdiagramme, Materialflusszeichnungen, technische Zeichnungen, Beschreibungen oder Spezifikationen von Sicherheitseinrichtungen, sowie Grundrisszeichnungen der Anlage in Betracht. Diese und weitere Informationen bilden die Basis für die nachfolgend beschriebene Bewertung der potentiellen Gefahrenquellen der Anlage. Hierzu können die etablierten Methoden der Systemanalyse (siehe Kapitel 3.10) eingesetzt werden. Wurden die möglichen Gefahren, die mit dem Betrieb der Anlage verbunden sind, bewertet und damit das potentielle Störfallereignisspektrum spezifiziert, müssen geeignete auslösende Ereignisse definiert werden, die im Rahmen einer Störfallereignisanalyse detailliert untersucht werden. Es ist in der Realität de facto unmöglich, alle möglichen Szenarien detailliert zu bewerten. Diejenigen Szenarien, die einer genaueren Bewertung unterzogen werden sollen, können nach Art (DSA oder PSA) sowie Zielsetzung (z. B. Überprüfung von Grenzwerten, Optimierung der Anlagensicherheit) der vorgesehenen Analyse variieren.

Im Falle einer DSA ist es möglich, auslösende Ereignisse bzw. entsprechende Ereignisabläufe zu definieren, die im Sinne der Anforderungen an die Sicherheits- und Systemfunktionen der Anlage als abdeckend für ein unterstelltes Spektrum auslösender Ereignisse bzw. Ereignisabläufe angesehen werden können.

Die Methode der DSA wird meist angewendet, um Störfälle zu analysieren, die dem Design der Anlage zugrunde gelegt wurden bzw. werden sollen, wobei jeweils überprüft wird, inwieweit gesetzliche Grenzwerte erfüllt sind. Bei der Durchführung einer DSA werden häufig konservative Randbedingungen zugrunde gelegt, wobei beispielsweise abdeckende Prozessparameter (z. B. höchster Druck, höchste Temperatur, höchste Leistung etc.) und/oder abdeckende Szenarien bzw. Ereignisabläufe (z. B. Störfall tritt zum ungünstigsten Zeitpunkt auf, der kritische Zustand der Anlage wird erst spät erkannt etc.) in Ansatz gebracht werden. Dabei wird für Sicherheitssysteme, welche die Einhaltung gesetzlicher Grenzwerte gewährleisten sollen, in der Regel das Einzelfehlerkriterium unterstellt.

Durch eine DSA können naturgemäß nicht alle Risiken des Betriebs komplexer Anlagen bewertet werden. Die Bewertungslücke resultiert im Wesentlichen daraus, dass eine DSA sowohl den Einfluss menschlicher Fehlhandlungen als auch die Möglichkeit des Auftretens von multiplen Fehlern bzw. von Fehlern mit gemeinsamer Ursache nicht berücksichtigt. Des Weiteren kann auch nicht ausgeschlossen werden, dass mehrere auslösende Ereignisse simultan auftreten.

Eine PSA verfolgt das Ziel, die jeweilige Anlage möglichst realistisch und umfassend zu bewerten, wobei die Verwendung probabilistischer Analysemodelle umso empfehlenswerter ist, je höher der Grad der Komplexität (z. B. starke Kopplung von Systemen etc.) und je größer das Gefahrenpotential (z. B. große Inventare gefährlicher Stoffe etc.) der Anlage ist. Die probabilistische Bewertung der Anlage sollte auf der Basis realistischer Annahmen erfolgen, d. h. auf konservative Annahmen sollte möglichst verzichtet werden. Auslösende Ereignisse mit unterschiedlichen Auswirkungen auf Sicherheitseinrichtungen bzw. Systemfunktionen sollten bei einer PSA möglichst nicht zu einem abdeckenden Gruppenereignis zusammengefasst werden. Es ist jedoch möglich, bestimmte auslösende Ereignisse, bei denen bezüglich der Analyse die gleichen Randbedingungen Verwendung finden, in geeigneter Weise zusammenzufassen. Die Eintrittswahrscheinlichkeit eines solchen Gruppenereignisses ergibt sich aus der Summe der Eintrittswahrscheinlichkeiten der entsprechend zusammengefassten auslösenden Ereignisse /IAE 02/. Grundsätzlich ist darauf zu achten, dass bei einer Gruppierung der auslösenden Ereignisse der realitätsnahe Analyseansatz einer PSA erhalten bleibt.

Der sogenannte „Best-Estimate“-Ansatz einer PSA baut auf realistischen Rechenmodellen auf und greift auf realistische Annahmen zurück, wobei er auch im Rahmen einer DSA zum Einsatz kommen kann. Dies geschieht meist, um für konservative Analysen die Sicherheitsfaktoren der Resultate genauer zu spezifizieren. Da bei Best-Estimate-Analysen auf „unnötige“ konservative Annahmen verzichtet wird, sind für derartige Analysen geeignete Sensitivitätsstudien unabdingbar. Diese Sensitivitätsanalysen verfolgen im Allgemeinen zwei grundsätzliche Ziele:

- Bewertung der Sensitivität von Modellannahmen im Hinblick auf die Endergebnisse der Analysen
- Bewertung der sensitiven Abhängigkeit des Anlagen-Endzustandes von relevanten Komponenten- bzw. Systemfehlern bzw. menschlichen Fehlhandlungen

Der Umfang dieser Sensitivitätsanalysen richtet sich hinsichtlich der Parametrisierung der Rechenmodelle auch nach der Qualität der verfügbaren Datengrundlage. Sind die Daten mit starken Unsicherheiten behaftet, müssen die dazugehörigen Sensitivitätsanalysen mit entsprechender Sorgfalt durchgeführt werden.

Für alle Analysecodes, insbesondere aber für solche zur Vorausanalyse von Störfällen, ist grundsätzlich darauf zu achten, dass die verwendeten Rechenprogramme einem adäquaten Prozess der Verifikation und Validierung („V&V-Prozess“) unterworfen wurden. Die verantwortungsbewusste Durchführung eines hinreichend detaillierten V&V-Prozesses ist eine wesentliche Voraussetzung dafür, das Risiko für potentielle Fehler innerhalb eines Codes bzw. für Fehler bei der Anwendung desselben bereits im Vorfeld – d. h. bevor ein Rechencode im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren für reale, anlagenbezogene Störfallanalysen eingesetzt wird – zu minimieren.

Eine risikoorientierte Bewertung von Anlagen ist nur auf der Grundlage einer PSA möglich. Das Risiko eines auslösenden Ereignisses (z. B. das Versagen eines Sicherheitssystems) ist definiert als das Produkt der Eintrittswahrscheinlichkeit bzw. -häufigkeit dieses Ereignisses und der Auswirkung, die ein solches Ereignis nach sich ziehen würde:

$$\text{Risiko} = \text{Eintrittswahrscheinlichkeit} \times \text{Auswirkung} \qquad (3.1)$$

Die Ergebnisse einer PSA können auf anschauliche Weise mittels einer sogenannten Risikomatrix bewertet werden (siehe Kapitel 3.13).

Im Zusammenhang mit probabilistischen Bewertungsansätzen für kerntechnische Anlagen sind die Ereignisbaumanalyse (Event Tree Analysis, ETA) und die Fehlerbaumanalyse (Fault Tree Analysis, FTA) die wichtigsten Methoden zur Modellierung von Störfallereignisabläufen. Beide Methoden werden nachfolgend skizziert.

3.8.1 Ereignisbaumanalyse (ETA)

Bei der ETA handelt es sich um eine induktive Methode. Man geht von einem auslösenden Ereignis (z. B. dem Ausfall einer Systemkomponente) aus und untersucht die möglichen Folgen für die gesamte Anlage („Vorwärts-Suche“ oder „Bottom-Up“-Analyse) /RAU 08/. In der Regel sind mehrere Endzustände möglich. Ein Ereignisbaum kennzeichnet den Weg von der bekannten Ursache zur unbekannten Auswirkung, indem ausgehend vom auslösenden Ereignis alle möglichen Pfade sich bedingender Ereignisse

entsprechend ihrer logischen Reihenfolge vorwärtsgerichtet entwickelt werden. Die Methode wird dementsprechend eingesetzt, um die Folgen von Ereignissequenzen zu beschreiben, die zu unerwünschten Auswirkungen, z. B. der unkontrollierten Freisetzung gefährlicher Stoffe, führen können. In einer ETA sind für jedes betrachtete Elementarereignis all jene Systeme, Komponenten oder Barrieren zu berücksichtigen, die entwickelt wurden, um das Auftreten der unerwünschten Auswirkung zu verhindern. Unter Berücksichtigung aller relevanten Sicherheitseinrichtungen wird ein geeignetes Störfallablaufspektrum erstellt, wobei die einzelnen Schnittstellen (d. h. die Zweige des Ereignisbaums) im Hinblick auf die Verfügbarkeit der betroffenen Systeme, Komponenten oder Barrieren durch eine einfache Binärlogik (Ja / Nein) verknüpft sind. Da sich die Zahl der Zweige mit jedem Schritt verdoppelt, können in komplexen Systemen sehr große Ereignisbäume entstehen.

Die Zielstellung einer Ereignisbaumanalyse besteht darin, die Wahrscheinlichkeiten von Störfallabläufen zu bewerten und somit vorherzusagen, welcher Störfallablauf für ein jeweils unterstelltes auslösendes Ereignis am wahrscheinlichsten ist. Eine Ereignisbaumanalyse wird vor allem an bereits existierenden Anlagen zum Ansatz gebracht. Die Methode eignet sich insbesondere zur Beschreibung von Ereignissequenzen, die auf der Basis geeigneter FMEA-Untersuchungen (Failure Mode and Effect Analysis, siehe Kapitel 3.10) ermittelt wurden. Einen internationalen Standard zur Durchführung von Ereignisbaumanalysen gibt es nicht, jedoch mehrere nationale Normen, z. B. DIN 25419.

Abb. 3.1 veranschaulicht anhand eines Beispiels einen vereinfachten Ereignisbaum, der vom auslösenden Ereignis „Entstehungsbrand“ (Anfangsphase eines Brandes, dessen Auswirkungen auf den Entzündungsort begrenzt sind) ausgeht.

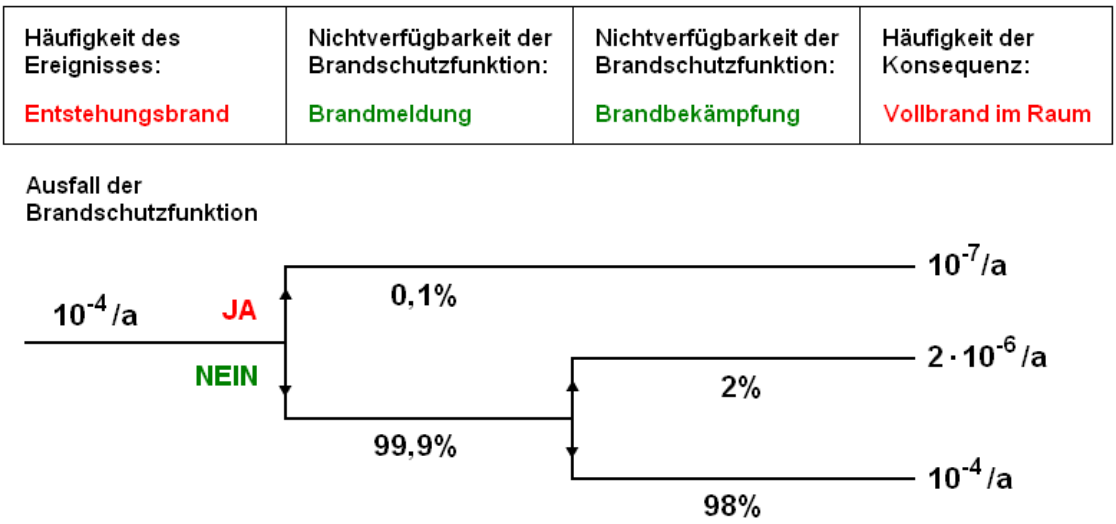

Abb. 3.1 Beispiel eines Ereignisbaums; auslösendes Ereignis: Entstehungsbrand (Quelle: 73. Jahrestagung der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, /WEI 09/)

Abb. 3.2 stellt einen möglichen Ereignisbaum dar, der vom auslösenden Ereignis „Ausfall der Drucküberwachung“ im Behälter eines chemischen Reaktors ausgehen könnte. Das Notfallsystem wird ausgelöst, sobald der Sensor einen Überdruck im Behälter detektiert. Folgt man jeweils dem oberen Pfad, so wird das auslösende Ereignis vollständig abgefangen (Zufluss wird abgestellt, Abfluss wird auf das Maximum erhöht, Warnlampe leuchtet auf). Der „worst case“ tritt ein, wenn der Zufluss nicht abgestellt, der Abfluss nicht auf das Maximum erhöht und das Sicherheitsventil nicht geschlossen wird. Zwischen diesen beiden Extremen liegen mehrere Endzustände, in denen einige Sicherheitssysteme funktionieren und andere versagen.

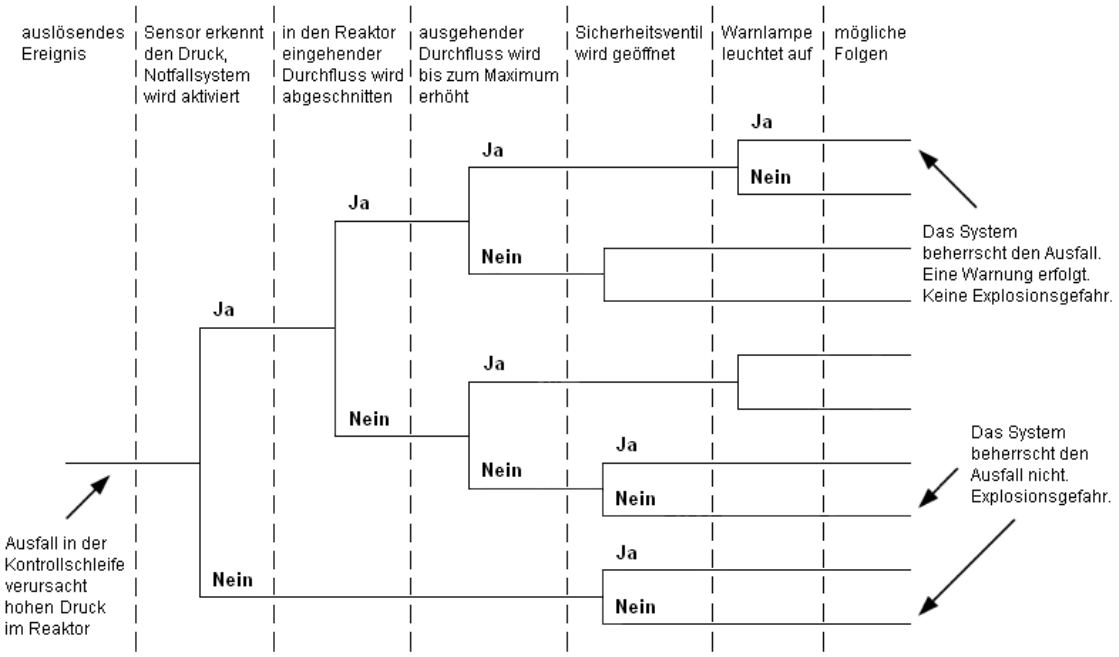

Abb. 3.2 Beispiel eines Ereignisbaums; auslösendes Ereignis: Ausfall der Drucküberwachung im Behälter eines chemischen Reaktors

3.8.2 Fehlerbaumanalyse (FTA)

Bei der FTA handelt es sich um eine deduktive Methode. Man geht von einem bestimmten unerwünschten Ereignis bzw. von einer konkreten Gefahr (z. B. Freisetzung radioaktiver Stoffe) aus und ermittelt schrittweise die zugrundeliegenden Ursachen („Rückwärts-Suche“ oder „Top-Down“-Analyse) /BER 04/, /RAU 08/. Hierbei muss für jedes gewählte Top-Ereignis ein eigener Fehlerbaum aufgestellt werden. Ein Fehlerbaum besteht aus mehreren Ebenen von Ereignissen, die so miteinander verknüpft sind, dass jedes Ereignis auf einer bestimmten Ebene die Folge von Ereignissen auf der unmittelbar darunter befindlichen Ebene ist. Folgt man dieser Ereigniskette, ergibt sich eine Baumstruktur, wobei die einzelnen Ereignisse durch die Boole’sche Logik, also z. B. durch UND- bzw. ODER-Operatoren, miteinander verknüpft sind /DOE 04/. Durch verschiedene Symbole unterscheidet man

- Basisereignisse (Kreis), z. B. funktionale Fehler, System- oder Komponentenfehler,
- übergeordnete Ereignisse, d. h. Fehler, die durch andere Ereignisse verursacht werden (Rechteck),
- Ereignisse mit bislang ungeklärter Ursache (Raute).

Die Ereigniskette wird solange fortgesetzt, bis man die Ebene der Basisereignisse erreicht, für die die entsprechenden Fehlerhäufigkeiten bzw. Ausfallraten bekannt sind (z. B. aus der Beobachtung von Betriebserfahrungen) und deren Ausfälle hinreichend unabhängig voneinander sind. In der Regel sind mehrere auslösende Ereignisse möglich, die letztlich zum gewählten Top-Ereignis führen können.

Abb. 3.3 veranschaulicht anhand eines Beispiels einen möglichen Fehlerbaum mit dem Top-Ereignis „Druckabfall an einer Pumpe“.

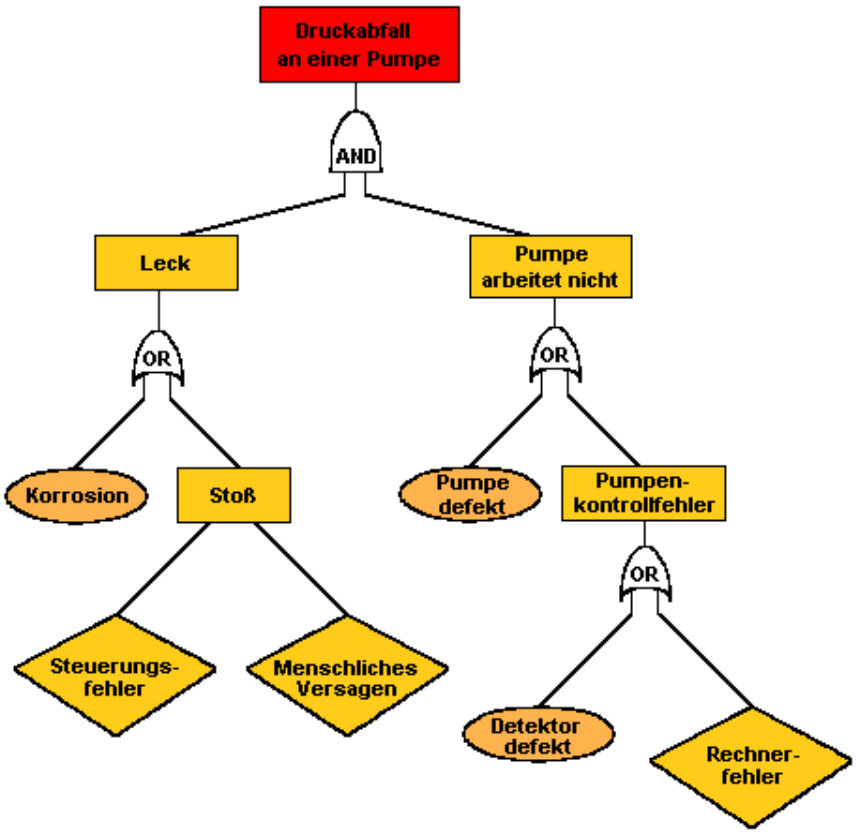

Abb. 3.3 Beispiel eines Fehlerbaums; Top-Ereignis: Druckabfall an einer Pumpe

Bei der Fehlerbaumanalyse ist für jeden Komponentenausfall zu untersuchen, welche der drei prinzipiellen Kategorien von Versagensursachen möglich sind /HEN 95/:

- Primärausfälle: Ausfälle bei zulässigen Einsatzbedingungen einer Komponente. Sie werden auch als zufälliges oder stochastisches Versagen bezeichnet.
- Sekundärausfälle: Ausfälle bei unzulässigen Einsatzbedingungen einer Komponente. Sie werden auch als Folgeversagen bezeichnet.

- kommandierte Ausfälle: Ausfälle trotz funktionsfähiger Komponente infolge falscher oder fehlender Anregung durch ein Steuersignal oder aufgrund des Ausfalls einer Hilfsquelle (z. B. Stromversorgung).

Versteckte Auslegungs-, Herstellungs- oder Instandhaltungsfehler sowie versteckte funktionelle Abhängigkeiten von gemeinsamen Hilfs- und Versorgungseinrichtungen versucht man über parametrische Modelle für GVA („gemeinsam verursachte Ausfälle“) abzudecken, aber nicht alle solcher Mängel können dadurch sicher erfasst werden. Die verwendeten Modelle sind jedoch in der Regel konservativ /HEN 95/.

Im Rahmen einer PSA werden Fehlerbaumanalysen deshalb durchgeführt, weil die Eintrittswahrscheinlichkeit eines unerwünschten Ereignisses meist so gering ist, dass sie nicht aus einer statistischen Stichprobe bestimmt werden kann. Jedes der unerwünschten Ereignisse wird deshalb auf Kombinationen von Ereignissen zurückgeführt, für die hinreichende statistische Daten verfügbar sind. Die Zielstellung einer Fehlerbaumanalyse besteht demnach darin, mögliche Kombinationen von Ursachen zu identifizieren, die zu einem bestimmten unerwünschten Ereignis bzw. zu einer konkreten Gefahr führen, und soweit möglich die Wahrscheinlichkeit zu ermitteln, mit der das jeweilige Top-Ereignis eintritt. Mit der Fehlerbaumanalyse kann grundsätzlich jede Kombination von Ereignissen analysiert werden; bei der Modellierung zeitabhängigen Verhaltens stößt die Methode jedoch an ihre Grenzen /BRA 02/.

Die Fehlerbaumanalyse ist eine gängige, weit verbreitete und international standardisierte Methode. Sie kann in jeder Phase des Entwurfs- und Entwicklungsprozesses einer Anlage zum Ansatz gebracht werden; sie lässt sich aber auch an bereits existierenden Anlagen einsetzen, um deren Sicherheit zu überprüfen. Die Methode eignet sich besonders gut, um auf effektive Weise komplexe Systeme zu analysieren, die durch eine limitierte Anzahl gut identifizierter potentieller Störfallereignisse gekennzeichnet sind /DOE 04/. Um die höchste Effektivität der Analyse zu erreichen, sind ein vollständiges Anlagendesign und ein genaues Verständnis des Anlagenverhaltens in allen Betriebsmodi notwendig.

3.9 Systemanalyse

Die zielgerichtete Identifikation möglicher Gefahren, die zu den Risiken des Betriebs einer Anlage beitragen, ist eine unabdingbare Voraussetzung, um aussagekräftige Störfallereignisanalysen für die relevanten Anlagen durchführen zu können. Zu diesem

Zwecke wurden geeignete Verfahren zur Systemanalyse entwickelt. Die wichtigsten systemanalytischen Herangehensweisen werden in diesem Abschnitt kurz vorgestellt.

Die gebräuchlichsten Methoden der Gefahrenanalyse in kerntechnischen Anlagen sind:

- Preliminary Hazard Analysis (PHA),
- die What-If-Analyse,
- das Checklistenverfahren,
- Hazard and Operability Analysis (HAZOP),
- Failure Mode and Effect Analysis (FMEA).

Eine weitere methodische Umsetzung besteht in der kombinierten Anwendung der What-If-Analyse und des Checklistenverfahrens /HYA 03/, /DOE 04/, sowie in der Kombination von HAZOP und FMEA /TRA 01/. In der Praxis hat sich ein kombinierter Ansatz von „Top-Down"- und „Bottom-Up"-Analyse, die sich gegenseitig ergänzen, als sehr wirksam erwiesen, insbesondere im Hinblick auf die Vollständigkeit einer Sicherheitsanalyse.

Die PHA-Methode kann sowohl in der konzeptionellen Designphase neuer Anlagen als auch für bereits existierende Anlagen in Ansatz gebracht werden. Auf der Grundlage dieser Methode ist es möglich, eine Anlagenbewertung vorzunehmen, wobei die PHA-Methode nur geringfügig formalisiert bzw. standardisiert ist. Die methodische Herangehensweise besteht im Wesentlichen aus einem „Brainstorming" erfahrener Spezialisten; d. h. man verfolgt einen intuitiven, empirischen Ansatz zur Problemlösung. Dabei ist es die Zielsetzung einer PHA, sicherheitsrelevante Systemkomponenten und Anlagenbereiche zu identifizieren, das entsprechende Gefahrenpotential einzuschätzen sowie geeignete Verfahren zur Kontrolle dieser Gefahren zu definieren. Im Allgemeinen werden die PHA-Resultate in Tabellenform zusammengefasst /NRC 81/.

Die What-If-Analyse ist sowohl auf neue Anlagendesignkonzepte als auch auf bereits existierende Anlagen anwendbar. Der Hauptzweck einer What-If-Analyse ist die Identifikation von Gefahren bzw. gefährlichen Situationen und potentieller Störfallereignisszenarien, die geeignet sind, unerwünschte Auswirkungen hervorzurufen /DOE 04/. Die aus What-If-Analysen von Ereignisabläufen gewonnenen Erkenntnisse dienen der Festlegung geeigneter korrektiver Maßnahmen. Ebenso können What-If-Analysen dazu

verwendet werden, die Auswirkungen beabsichtigter korrektiver Maßnahmen zu evaluieren /NEA 04/.

Im Vergleich zu einer HAZOP oder einer FMEA wird bei einer What-If-Analyse ein eher geringfügig strukturierter Ansatz verfolgt. Die Methode basiert im Wesentlichen auf einem kreativen „Brainstorming“ über Prozesse und Handlungsabläufe, welches durch erfahrene Experten vorgenommen werden sollte, die fähig sind, die „richtigen“ Fragen zu stellen (z. B.: Was passiert, wenn ein bestimmtes Ventil fehlerhaft öffnet?) und Bedenken im Hinblick auf unerwünschte Ereignisse zu formulieren. Die methodische Herangehensweise bei einer What-If-Analyse lässt sich folgendermaßen gliedern /HYA 03/:

1. Einteilung der Anlage oder der zu untersuchenden Systemeinheit in geeignete Sektionen und Knoten entsprechend ihrer Funktion;

2. Identifikation potentieller Probleme bzw. Fehler durch Fragen im Stile von „Was wäre, wenn …?“;

3. Zusammenstellung der potentiellen Auswirkungen auf die Anlage oder Systemeinheit für jede dieser Fragen;

4. Auflistung aller vorhandenen Sicherheitsvorrichtungen bzw. aller vorgesehenen Sicherheitsmaßnahmen, die geeignet sind, die Auswirkungen, die sich aus jeder Was-Wäre-Wenn-Frage ergeben bzw. ergeben könnten, zu verhindern bzw. zu minimieren;

5. Erarbeitung empfehlender Maßnahmen, deren Umsetzung die potentiellen Auswirkungen verhindern bzw. weiter abmildern würden, für jedes der betrachteten Szenarien.

Auch bei What-If-Analysen bietet es sich an, die Resultate in einer handhabbaren und übersichtlichen Art und Weise in Tabellenform zusammenzustellen.

Die Checklisten-Analyse ist gleichfalls nicht an eine bestimmte Phase des Anlagendesigns bzw. der Anlagenlebensdauer gebunden. Die Methode wird hauptsächlich angewendet, um z. B. die Einhaltung geeigneter Standards im Hinblick auf Ausrüstungsgegenstände oder Materialien bzw. die Übereinstimmung von betrieblichen Prozeduren mit der bewährten Praxis zu überprüfen. Sie stellt überdies einen effektiven Ansatz dar, um potentielle Gefahrenquellen, Störfallszenarien und mögliche Schwachpunkte der Anlagenauslegung, die auf der Grundlage praktischer Erfahrungen an vergleichbaren

Anlagen anderer Industriezweige im Vorfeld gemacht wurden, zu identifizieren. Das Checklistenverfahren ist somit besonders zum Aufspüren bekannter Risiken geeignet; für Sicherheitsanalysen zur Endlagerung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle ist die Methode aufgrund der fehlenden Erfahrung in diesem Bereich nur bedingt anwendbar.

Bei der praktischen Umsetzung einer Checklisten-Analyse kann man sich an der nachfolgenden Gliederung orientieren /HYA 03/:

1. Recherche nach bereits existierenden Checklisten, die grundsätzlich auf die zu untersuchende Anlage anwendbar sind;

2. Sollten keine geeigneten Checklisten verfügbar sein, müssen alle relevanten Informationen zusammengestellt werden, die geeignet sind, eine anwendbare Checkliste zu entwickeln; die Checkliste sollte so zusammengestellt werden, dass es möglich ist, konzeptionelle Schwachstellen der Anlage durch die Beantwortung geeigneter Listenfragen zu identifizieren.

3. Sollten bestimmte Abfragepunkte einer bereits vorhandenen Checkliste auf die konkrete Anlage nicht anwendbar sein, sind diese mit dem Vermerk „nicht zutreffend“ zu dokumentieren.

4. Im Falle der Anwendbarkeit der gelisteten Abfragepunkte sollten den jeweiligen Punkten die potentiellen Auswirkungen, die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen bzw. die vorgesehenen Sicherheitsmaßnahmen, sowie geeignete Empfehlungen gegenübergestellt werden.

Der Vorteil einer Checklisten-Analyse besteht darin, dass das Verfahren bei Vorliegen einer entsprechenden Liste auch von relativ unerfahrenem Personal angewendet werden kann. Dagegen muss bei der Erstellung von Checklisten darauf geachtet werden, dass die entsprechenden Arbeiten von ausreichend qualifizierten und erfahrenen Experten durchgeführt werden.

In der Praxis wird das Verfahren der What-If-Analyse häufig in Kombination mit dem Checklistenverfahren eingesetzt. Die grundlegende Idee besteht hierbei in der Verknüpfung der kreativen Brainstorming-Elemente einer What-If-Analyse mit der Systematik einer Checklisten-Analyse. Dabei wird zunächst die Methodik der What-If-Analyse angewendet, um potentielle Störfallereignisse zu identifizieren, wobei nachfolgend geeignete Checklisten verwendet werden, um die relevanten Schwachstellen des Anlagenkonzepts

im Hinblick auf diese postulierten Störfallereignisse aufzudecken. Die Zielsetzung einer kombinierten What-If-Checklisten-Analyse besteht darin, potentielle Gefahrenquellen bzw. Störfallereignisse zu identifizieren, die möglichen Konsequenzen qualitativ zu bewerten sowie eine generelle Einschätzung vorzunehmen, inwieweit die vorhandenen Sicherheitsvorkehrungen bzw. die vorgesehenen Sicherheitsmaßnahmen angemessen sind, um den postulierten Gefahren bzw. Störfallereignissen in adäquater Weise zu begegnen /HYA 03/, /DOE 04/. Bei diesem Verfahren ist zu beachten, dass die Qualität der Ergebnisse wesentlich von der Qualifikation und dem Erfahrungsstand der beteiligten Experten bzw. von der Güte der verwendeten Checklisten abhängt. Weiterhin sollte die Frage, inwieweit alle potentiellen Szenarien auch wirklich abdeckend betrachtet wurden, mit besonderer Aufmerksamkeit behandelt werden.

Die HAZOP wurde ursprünglich in der chemischen Industrie verwendet. Sie ist eine international standardisierte und branchenunabhängig einsetzbare Methode, hat jedoch den Nachteil, dass sie nur eine qualitative Analyse erlaubt /BRA 02/. Die HAZOP ist ebenso wie eine PHA ein exploratives Verfahren, bei dem von unterstellten (bekannten) Auswirkungen auf die potentiellen Ursachen geschlossen wird. Eine HAZOP kann grundsätzlich für jede Phase des Anlagendesigns durchgeführt werden. Es wird jedoch empfohlen, die HAZOP-Methode zu einem möglichst späten Zeitpunkt des Anlagenentwurfs anzuwenden, sodass möglichst alle relevanten Komponenten der Anlage berücksichtigt werden können. Die Methode kann auch für bereits existierende Anlagen in Ansatz gebracht werden; in diesem Fall bilden die Ergebnisse einer HAZOP die Basis für die Analyse von bestehenden Betriebsanweisungen bzw. -prozeduren, sodass durch entsprechende Bewertungen auch Gefahrenquellen im Hinblick auf menschliche Fehlhandlungen identifiziert werden können.

Die Realisierung einer HAZOP erfolgt sehr strukturiert. Das methodische Herangehen lässt sich in neun Hauptschritte gliedern /HYA 03/:

1. Zusammenstellung und Grobbewertung aller relevanten Informationen, basierend auf Prozessbeschreibungen, Prozessflussdiagrammen, Betriebsprozeduren etc.,
2. Aufgliederung der Anlage in handhabbare Sektionen („Knoten“),
3. Zusammenstellung einer Liste von Parametern (z. B. Druck, Temperatur, chemische Zusammensetzung, Reaktionsrate etc.) und Betriebsabläufen (z. B. Einspeisung von Kernbrennstoff, Behälterbeschickung, Belüftung, Inbetriebnahme, Außerbetriebnahme, Instandsetzung etc.), die näher untersucht werden sollen,
4. Anwendung geeigneter „Leitwörter“ auf die gewählten Parameter (z. B. mehr/weniger, höher/geringer, kein, teilweise, mehr/weniger als, andere, anstatt, zusätzlich, …) sowie auf die entsprechenden betrieblichen Abläufe (z. B. früher/später als beabsichtigt, bevor das Beabsichtigte geschieht, nach, während, …),
5. Zuordnung der zu erwartenden Abweichung für jeden Knotenpunkt der Anlage (z. B. kein Durchfluss, geringerer Füllstand, höhere Temperatur, geringerer Druck, …),
6. Zusammenstellung einer Liste möglicher Ursachen für diese Abweichungen (z. B. Ausfall einer Pumpe, Versagen eines Ventils),
7. Zusammenstellung einer Liste von potentiellen Auswirkungen, die auf die ermittelten Ursachen zurückgeführt werden können,
8. Auflistung der Sicherheitsvorkehrungen bzw. -Maßnahmen oder Kontrollsysteme, die der Ursachenvermeidung und/oder der Vermeidung bzw. Minderung der potentiellen Auswirkungen dienen,
9. Erarbeitung von Empfehlungen, deren Umsetzung das Ziel verfolgen sollte, das Gefahrenpotential der Anlage zu minimieren.

Auf der Grundlage der vorhergehend aufgeführten Punkte werden die HAZOP-Ergebnisse meist in einem übersichtlichen Tabellenformat dargestellt.

Bei der FMEA handelt es sich wie bei der ETA (siehe Kapitel 3.8.1) um eine induktive Methode. Sie wird insbesondere eingesetzt, um die Auswirkungen des Versagens einer Komponente, z. B. einer Pumpe, eines Kompressors oder anderer Komponenten, die

sich durch starke interaktive Systemeinflüsse auszeichnen, auf das Gesamtsystem zu untersuchen. Zusätzlich können den Auswirkungen Fehlerschweregrade (Kritikalitätsstufen) zugeordnet werden; dann spricht man von einer FMECA (Failure Mode Effect and Criticality Analysis). Die Ergebnisse einer FMEA können als Eingangsdaten für andere Verfahren (z. B. Fehlerbaumanalysen) genutzt werden.

Die FMEA ist eine weit verbreitete und international standardisierte Methode. Sie wurde in den 1960er Jahren in den USA von der NASA für das Apollo-Projekt entwickelt. Danach erfolgte die allgemeine Anwendung der Methode in der Luft- und Raumfahrttechnik, der Kerntechnik und der Automobilindustrie. Ein Nachteil der Methode besteht darin, dass nur Einzelfehler untersucht werden können, jedoch keine Mehrfachfehler oder gemeinsame Ausfälle redundanter Systeme oder Komponenten (Common Cause Failure, CCF).

Die methodische Vorgehensweise bei einer FMEA bzw. FMECA lässt sich folgendermaßen zusammenfassen /HYA 03/:

1. Auswahl derjenigen Systeme oder Komponenten, die je nach Bedarf in Teilsysteme bzw. Teilkomponenten aufgegliedert werden sollen,
2. Auswahl potentieller Fehlermodi für die zu untersuchenden Teilsysteme bzw. Teilkomponenten,
3. Auflistung der Fehlerauswirkungen auf die sicherheitsrelevanten Teilsysteme bzw. Teilkomponenten sowie auf das Gesamtsystem,
4. Auflistung der Sicherheitsvorkehrungen bzw. -Maßnahmen oder Kontrollsysteme, die geeignet sind, die Fehlerauswirkungen zu verhindern bzw. zu minimieren,
5. Auflistung von Maßnahmen (falls notwendig), deren Umsetzung die potentiellen Fehler verhindern bzw. die Fehlerauswirkungen mindern würde.

Die Ergebnisse einer FMEA bzw. FMECA werden meist in einer Tabelle zusammengefasst, die die folgenden Informationen enthält /NRC 81/:

1. Bezeichnung der Komponente,
2. Fehlerwahrscheinlichkeit,
3. mögliche Fehlermodi,
4. relative Häufigkeiten (prozentuale Anteile) der jeweiligen Fehlermodi,
5. Auswirkung der jeweiligen Fehlermodi auf das Gesamtsystem, gegliedert in verschiedene Kategorien entsprechend der Sicherheitsrelevanz (Spezifizierung des Fehlerschweregrades, vereinfacht z. B. „kritisch“ und „nicht-kritisch“).

Bei der Analyse von Komponenten wird grundsätzlich zwischen aktiven (dynamischen) und passiven (quasi-statischen) Komponenten unterschieden. Der wesentliche Grund für diese Klassifizierung liegt darin, dass für aktive und passive Komponenten jeweils unterschiedliche Methoden zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen angewendet werden müssen /NRC 81/, /HEN 95/.

Aktive Komponenten sind solche, deren Funktion eine Änderung eines elektrischen oder mechanischen Zustands erfordert (z. B. Pumpen, Ventile, Motoren, Schalter, elektrische Generatoren, Verstärker, Relais, Sensoren). Aktive Komponenten sind durch ihre Fähigkeit zur Erzeugung oder Veränderung von Signalen gekennzeichnet; sie fungieren somit als Signalwandler. Sie bedürfen eines geeigneten Eingangssignals oder eines Triggers, um ein entsprechendes Ausgangssignal bereitzustellen.

Passive Komponenten sind solche, deren Funktion keine Änderung eines elektrischen oder mechanischen Zustands erfordert (z. B. Behälter, Rohrleitungen, Kabel, Lager, Dichtungen, Stromschienen, Schweißnähte). Passive Komponenten tragen in mehr oder weniger statischer Form zur Funktionsfähigkeit eines Systems bei, indem sie als Signalüberträger fungieren.

Bei einigen Komponenten ist die Abgrenzung nicht immer eindeutig (z. B. Filter, Siebe, Abscheider, Druckspeicher). Auch besitzen einige aktive Komponenten zusätzlich eine passive Funktion. Beispielsweise hat eine Pumpe neben der aktiven Funktion, ein Medium zu fördern, die passive Funktion, das betreffende Medium sicher einzuschließen. In diesen Fällen sollte die Unterscheidung zweckdienlich vorgenommen werden.

Vom Standpunkt der numerischen Zuverlässigkeit betrachtet, unterscheiden sich aktive und passive Komponenten in ihren Ausfallraten erheblich. Aktive Komponenten weisen im Allgemeinen Ausfallraten $> 10^{-4}$ pro Anforderungsfall auf; passive Komponenten liegen in der Regel zwei bis drei Größenordnungen darunter /NRC 81/. Für aktive Komponenten lassen sich Ausfallraten meist aus der Beobachtung von Betriebserfahrungen ermitteln. Bei passiven Komponenten können hingegen oft nicht genügend viele Ausfälle beobachtet werden, um ihre Ausfallwahrscheinlichkeit mit statistischen Methoden zuverlässig zu ermitteln. Das Versagen passiver Komponenten kann jedoch z. B. mit probabilistischen strukturmechanischen Methoden untersucht werden. Wegen des enormen Rechenaufwands, den diese Methoden erfordern, können sie jedoch nicht generell bei allen passiven Komponenten einer Anlage der nuklearen Ver- und Entsorgung angewendet werden. Ihr Einsatz muss daher gezielt bei denjenigen passiven Komponenten einer Anlage erfolgen, deren mögliches Versagen von besonderer sicherheitstechnischer Relevanz ist (z. B. Bersten eines Sicherheitsbehälters bei Innendruck, Bruch einer großen Rohrleitung mit uranhaltiger Flüssigkeit). Die probabilistischen strukturmechanischen Rechenmethoden zur Bestimmung der Versagenswahrscheinlichkeit passiver Komponenten lassen sich meist auf das sogenannte Belastbarkeits-Beanspruchbarkeits-Modell zurückführen und umfassen folgende Arbeitsschritte /HEN 95/:

1. Ermittlung der Dichte der Belastbarkeit des Bauteils aus seiner Geometrie und den Festigkeitskennwerten der verwendeten Werkstoffe,

2. Ermittlung der Dichte der statischen und dynamischen Belastungen des Bauteils unter den relevanten Betriebs- und Störfallbedingungen,

3. Vergleich der Dichten der Belastung und der Belastbarkeit des Bauteils unter Berücksichtigung der Unsicherheiten und der statistischen Streuungen beider Größen. Die Versagenswahrscheinlichkeit des Bauteils wird über das Faltungsintegral der Wahrscheinlichkeitsverteilung der Belastbarkeit mit der Wahrscheinlichkeitsverteilung der Belastung ermittelt.

Die Komplexität der Bauteile erfordert den Einsatz der Finite-Elemente-Methode (FEM) zur Berechnung der resultierenden Verformungs- und Spannungszustände. Für die erforderliche PSA muss ein stochastischer FEM-Code ebenso wie ein probabilistischer Bruchmechanik-Rechencode verfügbar sein. Damit können sowohl die stochastischen Streuungen als auch die Unsicherheiten ausgehend von den Materialdaten, den geometrischen Abmessungen und den Belastungen über die Modelle bis hin zum Antwortverhalten (z. B. Spannungen, Verformungen oder Eigenfrequenzen) erfasst werden. Für

die Berechnungen müssen die stochastisch verteilten Geometrie- und Materialdaten (einschließlich der bruchmechanischen Kennwerte) sowie die Belastungen mit Verteilungstyp und Verteilungsparametern (z. B. Mittelwert und Variationskoeffizienten) bekannt sein. Die Belastungen müssen alle statisch und dynamisch auftretenden Lasten sowie die zugehörigen Temperaturen enthalten. Modellunsicherheiten sind ebenfalls zu berücksichtigen /HEN 95/, /FRI 04/.

Sind zur bestimmungsgemäßen Funktion eines Systems (z. B. Kühlsystem) sowohl passive Komponenten (z. B. Rohrleitungen) als auch aktive Komponenten (z. B. Pumpen, Ventile) erforderlich, können die Ausfallwahrscheinlichkeiten der passiven Komponenten gegenüber denjenigen der aktiven Komponenten vernachlässigt werden, solange nur die Hauptfunktion (z. B. Kühlung eines Anlagenteils) zu betrachten ist. Es ist jedoch zu beachten, dass viele Systeme auch noch eine oder mehrere Nebenfunktionen haben; im Falle des Kühlsystems z. B. das im Kühlkreislauf zirkulierende Wasser sicher zu führen und nicht durch Leckagen andere Anlagenteile zu überfluten. Eine solche Gefahr kann nur dann ausgeschlossen werden, wenn sich in der Umgebung des Kühlsystems kein anderes, gegen Überflutung empfindliches System befindet; kann eine solche Gefahr nicht ausgeschlossen werden, muss auch der potentielle Ausfall passiver Komponenten untersucht werden. Außerdem kann das Versagen passiver Komponenten zu auslösenden Ereignissen (z. B. anlageninterne Überflutung) beitragen /HEN 95/.

3.10 Auswertung von Betriebserfahrungen und ganzheitliche Ereignisanalyse

Mit zunehmender Betriebsdauer einer kerntechnischen Anlage verbreitert sich das Spektrum der Betriebserfahrungen, was mit einer Erweiterung der sicherheitstechnischen Erkenntnisse einhergeht, wobei gleichzeitig die Methoden und Instrumentarien für Sicherheitsanalysen weiterentwickelt werden können. Die Auswertung von Betriebserfahrungen sollte die sicherheitsrelevanten Aspekte des Normalbetriebs sowie von Betriebsstörungen und Störfallereignissen umfassen; insbesondere sollte gezeigt werden, inwieweit sich die sicherheitstechnischen Einrichtungen und Maßnahmen im bisherigen Betrieb bewährt haben /BMU 97/. Durch die systematische Erfassung und Auswertung der über einen längeren Zeitraum gewonnenen Betriebserfahrungen sollten die Ergebnisse der deterministischen Sicherheitsanalyse einer Anlage ergänzt und abgesichert werden. Ergibt der Vergleich zwischen den gesammelten Betriebserfahrungen und den DSA-Ergebnissen Hinweise auf Defizite bei früheren deterministischen Analysen, so muss die deterministische Überprüfung der betroffenen Anlage schutzzielorientiert

(vgl. auch Kap. 2.6.1) ergänzt oder erweitert werden, wobei die neuen Ergebnisse einer umfassenden Bewertung hinsichtlich der Einhaltung der relevanten Grenzwerte unterzogen werden müssen.

Die Auslegungskonzepte für Brennstoffkreislaufanlagen berücksichtigen im Allgemeinen Sicherheitseinrichtungen, die im Zusammenspiel mit geeigneten Maßnahmen darauf ausgerichtet sind, Störungen des normalen Anlagenbetriebs vorzubeugen und ggf. einmal aufgetretene Betriebsstörungen zielgerichtet abzufangen, um so frühzeitig einem potentiellen Störfallereignis entgegenzuwirken. Sollte die Auswertung der Betriebserfahrungen einer Anlage im Vergleich zur jeweils aktuellen Parametrisierung entsprechender PSA-Modelle auf eine Erhöhung der Anfälligkeit dieser Anlage für Störfallereignisse hindeuten, so sind diese neuen Erkenntnisse für die betreffenden PSA-Modelle zu berücksichtigen. Dabei können diese PSA-Modelle auch dazu herangezogen werden, die Notwendigkeit bzw. Dringlichkeit eventuell vorzunehmender Um- bzw. Nachrüstmaßnahmen in der Anlage zur Beseitigung schutzzielorientierter Defizite zu beurteilen.

Ereignisanalysen verfolgen grundsätzlich das Ziel, die Entstehungsbedingungen von Fehlern zu analysieren, aus betrieblichen Erfahrungen zu lernen und Maßnahmen zur Optimierung der Anlagensicherheit abzuleiten. Unter dem Begriff „ganzheitliche Ereignisanalyse“ versteht man eine umfassende Untersuchung eines zu analysierenden Ereignisses (z. B. einer Betriebsstörung oder eines Störfalls) unter Verwendung eines systematischen Ansatzes. Die konkrete Zielstellung besteht darin, möglichst alle zum Ereignis beitragenden Faktoren aus den Bereichen Mensch, Technik und Organisation sowie deren Abhängigkeiten (z. B. die Wechselwirkung zwischen dem Verhalten der Anlage und den Handlungen des Betriebspersonals) zu identifizieren, damit geeignete Maßnahmen ergriffen werden können, die eine Wiederholung bzw. das Auftreten ähnlich gelagerter Ereignisse verhindern /RSK 08/.

Im Sinne des Erfahrungsrückflusses ist eine isolierte Betrachtung des zu untersuchenden Vorkommnisses nicht zielführend; eine Ereignisanalyse sollte vielmehr in enger Ankopplung an das Erfahrungsrückflusssystem erfolgen. Das bedeutet einerseits, dass die bestehenden Betriebserfahrungen bereits in der Analyse berücksichtigt werden (z. B. bei der Festlegung des zu betrachtenden Ereignisrahmens). Andererseits stellen die im Zuge der Analyse gewonnenen Erkenntnisse eine wichtige Eingangsgröße für das Erfahrungsrückflusssystem dar.

Die zum Ereignis beitragenden menschlichen, technischen und organisatorischen Faktoren sind hinsichtlich ihrer Relevanz für das Ergebnis begründet zu gewichten und – im Sinne des Erfahrungsrückflusses – mit vergleichbaren Ereignissen zu bewerten (ereignisübergreifende Auswertung). Beispielsweise kann das wiederholte Auftreten ereignisbeitragender Faktoren in unterschiedlichen Ereignissen oder Zusammenhängen auf generische Schwachstellen, d. h. auf ereignisübergreifendes Verbesserungspotential hindeuten.

Die Kriterien, die erfüllt sein müssen, um nach einem besonderen Vorkommnis eine ganzheitliche Ereignisanalyse durchzuführen, sollten insbesondere folgende Gesichtspunkte berücksichtigen, sofern sie für den Ereignisablauf relevant sind /RSK 08/:

- Sicherheitsrelevanz,
- Personenschäden bzw. Personenkontamination,
- Überschreitung von Dosisgrenzwerten,
- Freisetzung radioaktiver Stoffe,
- gemeinsamer Ausfall redundanter Systeme oder Komponenten (Common Cause Failure, CCF),
- Verletzung von Grenzwerten, Bedingungen oder Auflagen für den Betrieb der Anlage,
- Überschreitung von Auslegungsgrenzen,
- relevante Handlungen des Anlagenpersonals im Ereignisablauf,
- relevante Probleme bei der Zusammenarbeit verschiedener Organisationseinheiten des Anlagenbetreibers.

Eine ganzheitliche Sicherheitsanalyse umfasst in der Regel folgende Schritte /RSK 08/:

1. Festlegung des zu betrachtenden Ereignisrahmens (zeitlich und inhaltlich),
2. Rekonstruktion des Ereignishergangs (Ist-Ablauf),
3. Ermittlung des ereignisrelevanten Soll-Ablaufes,
4. Abweichungsanalyse (Ist-Soll-Vergleich),
5. Identifizierung, Analyse und Bewertung aller zum Ereignis beitragenden Faktoren,

6. Ableitung von korrektiven Maßnahmen,

7. Umsetzung der korrektiven Maßnahmen und Bewertung der Wirksamkeit.

Ergeben sich im Zuge der Abarbeitung einzelner Verfahrensschritte Erkenntnisse, die auf das Erfordernis einer Anpassung des Betrachtungsumfangs schließen lassen, so ist eine entsprechende Anpassung im Sinne einer iterativen Vorgehensweise vorzunehmen.

Das Ablaufschema einer Ereignisanalyse ist in Abb. 3.4 grafisch veranschaulicht.

Abb. 3.4 Ablaufschema einer Ereignisanalyse nach /RSK 08/ (Quelle: Reaktorsicherheitskommission)

3.11 Berücksichtigung von menschlichen Eingriffen in den Störfallereignisablauf

Der Bewertung von menschlichen Eingriffen in den Störfallablauf kommt im Rahmen von probabilistischen Störfallanalysen eine wesentliche Bedeutung zu. Grundsätzlich sollten alle menschlichen Handlungen, die einen potentiellen Einfluss auf die Struktur und die Resultate der Analysemodelle haben, für geeignete Konzepte der Störfallanalyse berücksichtigt werden.

3.11.1 Kategorisierung von Personalhandlungen und menschlichen Fehlern

In Abhängigkeit von der Art der kognitiven Beanspruchung des Operateurs können Personalhandlungen nach dem Drei-Ebenen-Modell (Abb. 3.5) wie folgt kategorisiert werden /RAS 83/:

- fertigkeitsbasiertes Verhalten („skill-based behaviour“) – kennzeichnet Abläufe, die als Routinen auf der Basis umfangreicher Erfahrungen und Übung in stark automatisierter Form („Knopfdrücken“) durchgeführt werden;
- regelbasiertes Verhalten („rule-based behaviour“) – kennzeichnet Abläufe, die auf der Basis bestehender fester Regeln nach einem vorgegebenen Schema durchgeführt werden;
- wissensbasiertes Verhalten („knowledge-based behaviour“) – ist in Situationen erforderlich, die neuartig sind und für die kein eingeübter Handlungsablauf zur Verfügung steht; Planung und Ausführung des Ablaufs basieren auf dem verfügbaren Wissen des Personals.

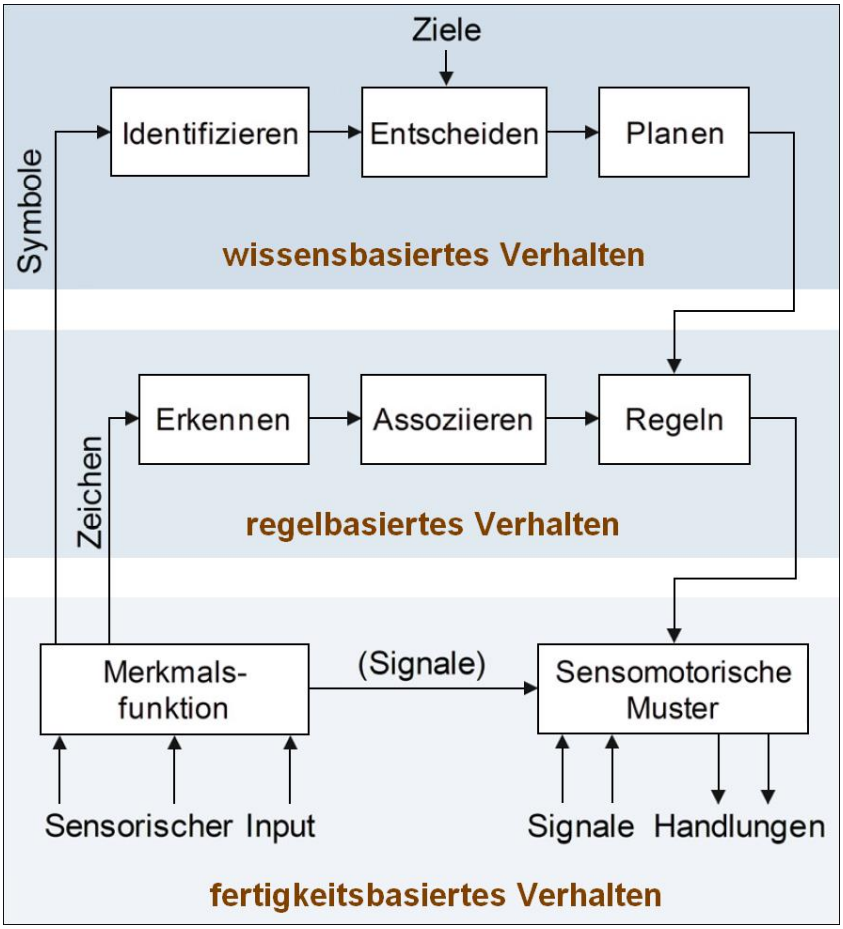

Abb. 3.5 Kaskadierte Regulationsebenen menschlicher Leistung – Drei-Ebenen-Modell von Rasmussen zur Klassifizierung von Personalhandlungen (Quelle: Vorlesungsskript der Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen, Fakultät für Maschinenwesen, /SCH 09/)

Obgleich zum Zweck der Erfassung von menschlichem Fehlverhalten in kerntechnischen Anlagen entwickelt, reicht die Bedeutung und Anwendbarkeit dieses Klassifikationsschemas weit über den Bereich der Kerntechnik hinaus. Grundlage des Ansatzes ist die Annahme, dass menschliche Fehler durch das Zusammenspiel einer Vielzahl unterschiedlicher Einflussgrößen verursacht werden und daher nur aus der Gesamtsituation einer Aufgabe heraus zu beschreiben sind.

Gemäß /SCH 09/ kann ein menschlicher Fehler in eine der folgenden Kategorien eingeordnet werden:

1. Unterlassung – die gewünschte Handlung wird nicht durchgeführt.
2. Fehlverhalten – die gewünschte Handlung wird nicht korrekt durchgeführt.
3. Fehlleistung – es wird eine nicht gewünschte Handlung durchgeführt.

Bei der Analyse der menschlichen Zuverlässigkeit wurden in der Vergangenheit in erster Linie Unterlassungsfehler berücksichtigt, wobei neuere Entwicklungen zunehmend auch Fehler bei der Durchführung von Aufgaben in die PSA einbeziehen /NRC 96/, /NRC 00/, /NRC 05/.

Bezüglich der Klassifizierung menschlicher Fehler wurde in der Forschung bisher kein Konsens im Hinblick auf eine geeignete Systematik erzielt. Grundsätzlich lassen sich drei verschiedene Klassifikationssysteme unterscheiden /BUB 09/, /SCH 09/:

- auftretensorientierte Klassifizierung („Was?“ - „Wo?“ - „Wie?“ - „Wann?“)
- ursachenorientierte Klassifizierung („Warum?“)
- kombinierte Klassifizierungsansätze

Bei der auftretensorientierten Klassifizierung menschlicher Fehler wird versucht, diese unabhängig von speziellen Aufgaben und Handlungen sowie den möglichen Fehlerursachen zu strukturieren. Bei der ursachenorientierten Klassifizierung menschlicher Fehler wird angestrebt, diese hinsichtlich ihrer Entstehungsart zu strukturieren.

/REA 90/ kombiniert ursachen- und auftretensorientierte Ansätze zur Klassifizierung von Fehlertypen; die Einteilung orientiert sich stark am Drei-Ebenen-Modell und unterscheidet in erster Stufe unbeabsichtigte und beabsichtigte Fehlhandlungen (siehe Abb. 3.6). Als unbeabsichtigte Fehlhandlungen werden Patzer („slips“) und Schnitzer („lapses“) eingestuft; beabsichtigte Fehlhandlungen umfassen Fehler („mistakes“) und Verstöße („violations“). Hierzu wurden von /REA 90/ auch psychische Faktoren untersucht und diskutiert, die zu diesen Fehlertypen führen.

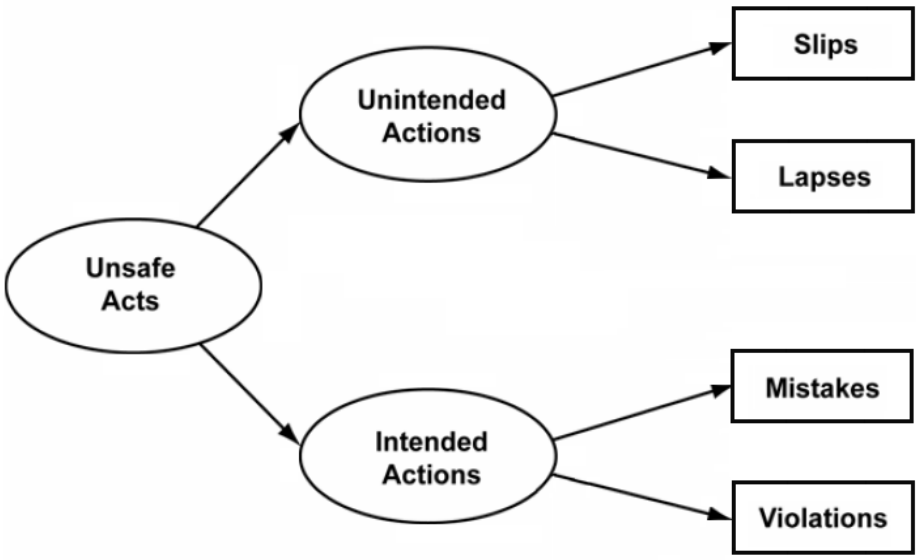

Abb. 3.6 Fehlhandlungskategorien nach Reason (Quelle: James Reason, /REA 90/)

3.11.2 Methoden der menschlichen Zuverlässigkeitsanalyse

Die Analyse der menschlichen Zuverlässigkeit (Human Reliability Analysis, HRA) umfasst grundsätzlich zwei Kategorien: die qualitative und die quantitative Zuverlässigkeitsanalyse /IAE 02/.

Qualitative Analysen der menschlichen Zuverlässigkeit werden insbesondere dann durchgeführt, wenn diejenigen Handlungsabläufe identifiziert werden sollen, deren exakte Ausführung notwendig ist, um ungünstige Auswirkungen auf den Störfallereignisverlauf zu vermeiden. Ein wesentlicher Ansatz der qualitativen menschlichen Zuverlässigkeitsanalyse besteht darin, komplexe Aufgabenstellungen in Einzelaufgaben aufzuschlüsseln und die Hierarchie dieser Einzelaufgaben unter Berücksichtigung chronologischer Zusammenhänge eingehend zu bewerten. In diesem Zusammenhang kann ein effektives Hilfsmittel auch darin bestehen, geeignete Handlungsabläufe zu simulieren.

Hat die Analysetiefe einer PSA ein Niveau erreicht, das die Berücksichtigung menschlicher Fehlhandlungen für entsprechende Ereignis- oder Fehlerbaummodelle erforderlich macht, ist es notwendig, eine quantitative Analyse menschlicher Fehlhandlungen vorzunehmen. Für derartige Analysen ist es unerlässlich, die jeweiligen spezifischen Rahmenbedingungen der zu analysierenden menschlichen Fehlhandlungen in die Bewertung einfließen zu lassen. Beispielsweise können Arbeitszeit- und Aufgabencharakteristika, spezielle Stressfaktoren, Umgebungseinflüsse, oder auch die fachliche Qualifikation

bzw. Erfahrung der Mitarbeiter deren Handlungen beeinflussen. Zur Modellierung solcher Einflüsse werden sogenannte Leistungsformfaktoren herangezogen.

Human-Error-Datenbanken stellen eine Möglichkeit dar, menschliche Fehlhandlungen quantitativ zu bewerten. Hierbei wird die zu bewertende Personalhandlung mit geeigneten Fehlhandlungen verglichen, deren Daten zusammengestellt wurden und die über entsprechende Datenbanken abgerufen werden können (z. B. CORE-DATA – Computerised Operator Reliability and Error Database /TAY 95/, /KIR 97/). Bei dieser Vorgehensweise ist jedoch sicherzustellen, dass die Rahmenbedingungen der Handlungen hinreichend vergleichbar sind. Zu beachten ist, dass die in Human-Error-Datenbanken aufgeführten menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeiten die Abhängigkeit der Verlässlichkeit menschlicher Handlungen von zeitlichen Aspekten (z. B. Biorhythmus, Uhrzeit, Einfluss von Schichtarbeit, Dauer der Konzentrationsfähigkeit) meist nicht berücksichtigen /SAL 02/. Bezüglich der für die Datensammlung und -klassifizierung benötigten Informationen sei auf /IAE 98/ verwiesen.

Eine weitere Möglichkeit der Informationsbeschaffung besteht in der Verwendung von Ergebnissen, die im Hinblick auf die Bewertung menschlicher Ressourcen an vergleichbaren Anlagen oder im Simulatorexperiment (Maintenance Personnel Performance Simulation, MAPPS /NRC 84a/, /NRC 84b/) im Vorfeld generiert wurden. Um die Übertragbarkeit der Ergebnisse zu gewährleisten, sollte die Testanlage keine signifikanten Unterschiede im Anlagenbetrieb und den Umgebungsbedingungen aufweisen.

Ist die quantitative Bewertung konkreter menschlicher Fehlhandlungen auf der Grundlage vorausgegangener Erfahrungen nicht möglich, können verschiedene quantitative Methoden zur Herleitung von Wahrscheinlichkeiten für menschliche Fehlhandlungen herangezogen werden. Wegen der Bedeutung dieses Aspektes sollen einige dieser Methoden im Folgenden kurz beschrieben werden /NRC 83/, /GRS 90/, /GER 93/, /KIR 94/, /STE 97/.

Die THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) geht auf das Jahr 1963 zurück und wird als die erste umfassende Methode zur quantitativen Bewertung der menschlichen Zuverlässigkeit angesehen. Der Grundgedanke dieser Methode besteht in der Analyse menschlicher Fehlhandlungen unter Anwendung der Ereignisbaum-Logik /SWA 63/. Hierbei werden in einem ersten Schritt zunächst diejenigen Systemfunktionen identifiziert, die durch menschliches Fehlverhalten beeinflusst werden können, wobei alle relevanten Bedienungsschritte des Anlagenpersonals im Detail analysiert werden. Für jeden

dieser Bedienungsschritte wird nachfolgend die Wahrscheinlichkeit für eine Fehlbedienung geschätzt; d. h. es wird der Einfluss bewertet, den menschliche Fehlbedienungen beim Versagen eines Systems ausüben können. Hierzu wird meist auf geeignete Human-Error-Datenbanken zurückgegriffen, in denen typische menschliche Fehlerwahrscheinlichkeiten sowie entsprechende Leistungsformfaktoren zur Bewertung von personenspezifischen Variablen (z. B. Motivation, Aufmerksamkeit etc.) aufgeführt sind.

Bei ereignisdiskreten Aufgaben sind die menschliche Fehlerwahrscheinlichkeit (Human Error Probability, HEP) sowie die menschliche Zuverlässigkeit (Reliability, R) wie folgt definiert:

$$HEP(i) = \frac{\text{Anzahl fehlerhaft durchgeführter Aufgaben vom Typ } i}{\text{Anzahl aller durchzuführenden Aufgaben vom Typ } i} \tag{3.2}$$

$$R(i) = 1 - HEP(i) \tag{3.3}$$

Bei n wiederholten Aufgaben vom Typ i:

$$R(i,n) = [1 - HEP(i)]^n \tag{3.4}$$

Bei zeitkontinuierlichen Aufgaben wird eine zeitabhängige Fehlerrate λ(t) zugrunde gelegt:

$$\lambda(t) = \frac{\text{Anzahl der Fehler im Intervall } [t,t+\Delta t]}{\Delta t} \tag{3.5}$$

$$R(t_1, t_2) = \exp\left[-\int_{t_1}^{t_2} \lambda(t)dt\right] \tag{3.6}$$

Im speziellen Fall λ(t) = konstant folgt daraus:

$$\lambda = \frac{\text{Anzahl menschlicher Fehler}}{\text{akkumulierte Aufgabenausführungszeit}} \tag{3.7}$$

$$R(t_1, t_2) = exp[-\lambda(t_2 - t_1)] \tag{3.8}$$

Zur Abschätzung der menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeiten, die für die Quantifizierung eines Ereignisbaums zur Analyse menschlicher Zuverlässigkeit benötigt werden, greift THERP auf verschiedene „Untermodelle“ zurück; die beiden wichtigsten sind /HEN 95/:

- für die Diagnose benötigte Zeit T wird hierbei als Zufallsgröße modelliert:

$$HEP(t) = pr(T > t) \tag{3.9}$$

- das multiplikative Modell zur Anpassung einer Basisfehlerwahrscheinlichkeit BHEP an bestimmte Bedingungen, die in der jeweiligen Anlage bzw. in der konkreten Situation anzutreffen sind und die sich zuverlässigkeitserhöhend bzw. -vermindernd auswirken; hiermit werden ergonomische, organisatorische und kognitive Aspekte (z. B. Stress, Anordnung von Schaltern etc.) erfasst. Die Anpassung erfolgt mit Hilfe sogenannter Performance Shaping Factors (PSF):

$$HEP(i) = BHEP(i) \cdot PSF_1 \cdot PSF_2 \cdot ... \tag{3.10}$$

Geeignete Möglichkeiten zur Fehlerentdeckung (z. B. durch Anlagenüberwachung oder Prozessdiagnose) und damit verbundene korrektive Maßnahmen werden in der Berechnung der menschlichen Fehlerwahrscheinlichkeit mit sogenannten Erholungsfaktoren („recovery factors“) berücksichtigt.

Tab. 3.3 enthält eine Zusammenstellung menschlicher Fehlerwahrscheinlichkeiten für ausgewählte Tätigkeiten in Kernkraftwerken.

Tab. 3.3 Menschliche Fehlerwahrscheinlichkeiten in Kernkraftwerken /NRC 83/

Tätigkeit	**HEP**
ein Ventil nicht schließen	$5 \cdot 10^{-3}$
eine Störanzeige übersehen	$3 \cdot 10^{-3}$
eine Analoganzeige falsch ablesen	$3 \cdot 10^{-3}$
einen Graphen falsch ablesen	$1 \cdot 10^{-2}$
eine Checkliste nicht benutzen	$1 \cdot 10^{-2}$
eine Checkliste nicht in der richtigen Reihenfolge abarbeiten	$5 \cdot 10^{-1}$
ein Stellteil bei hohem Stress in die falsche Richtung bewegen	$5 \cdot 10^{-1}$

THERP ist die am weitesten verbreitete Methode zur Bewertung von Personalhandlungen im Rahmen einer PSA. Der Mensch wird hierbei als Systemkomponente betrachtet und ähnlich den technischen Komponenten bei der Bestimmung der Zuverlässigkeit behandelt. Im Unterschied zu den technischen Komponenten muss bei der Beurteilung der menschlichen Zuverlässigkeit jedoch der größeren Variabilität menschlichen Verhaltens Rechnung getragen werden, die sich z. B. in geringerer Voraussagbarkeit und stärkerer

Abhängigkeit zwischen Personen, Aufgabenteilen oder Situationen äußert. THERP kann sowohl für Handlungen vor einem Störfall als auch für solche nach einem Störfall verwendet werden. Die Methode erfordert einen sehr hohen Detaillierungsgrad der Aufgabenanalyse. THERP benötigt Informationen über folgende Bereiche /IAE 90/, /GRS 94c/:

- die Art der Aufgabe,
- die Beeinflussungsfaktoren (z. B. Stress),
- die Faktoren zur erfolgreichen Aufgabenbewältigung (einschließlich Erholungsfaktoren),
- die Abhängigkeit der verschiedenen Aufgaben,
- die Art der Arbeitsmittel,
- Ausstattung und Erfahrung des Personals,
- organisatorische Faktoren (z. B. Management und Verwaltung),
- die zur Verfügung stehende Zeit zur Diagnose,
- schriftliche oder mündliche Prozeduren,
- Parameter der Mensch-Maschine-Schnittstelle (z. B. Displays).

Eine Schwäche von THERP ist, dass wissensbasierte Handlungen (d. h. kognitive Prozesse) weniger überzeugend zu bewerten sind als fertigkeits- oder regelbasierte Handlungen /HEN 95/.

Die Methode ASEP (Accident Sequence Evaluation Program) ist eine verkürzte Version von THERP. Sie kann sehr viel schneller und dadurch kostengünstiger durchgeführt werden. Die Methode ist im Vergleich zu THERP durch einen höheren Grad an Konservativität gekennzeichnet und wird zur groben Abschätzung der Fehlerwahrscheinlichkeiten von Personalhandlungen eingesetzt /NRC 87/, /IAE 90/.

Bei der HEART (Human Error Assessment and Reduction Technique) geht man zunächst von generischen Aufgabenbeschreibungen aus, für die Nominalwerte für entsprechende Fehlerwahrscheinlichkeiten bereitgestellt werden. Bei der Anwendung der Technik muss aus den Aufgabenbeschreibungen diejenige herausgesucht werden, die sich am ehesten auf den zu analysierenden Vorgang anwenden lässt. Der Nominalwert der Fehlerwahrscheinlichkeit wird nachfolgend mit einer Reihe von fehlerverursachenden

Bedingungen (z. B. ausführende Person ist mit der entsprechenden Situation nicht vertraut etc.) in Beziehung gesetzt, die durch den Anwender einzeln gewichtet werden müssen, um so die Fehlerwahrscheinlichkeit für die zu analysierende Handlung unter den jeweiligen Rahmenbedingungen möglichst realitätsnah zu ermitteln. Maßnahmen zur Fehlerkontrolle werden im Rahmen von HEART-Analysen ebenfalls berücksichtigt. Hierbei ist zu beachten, dass die HEART-Methode nicht geeignet ist, Effekte zu beschreiben, die sich aus abhängigen Wechselwirkungen verschiedener Aufgaben ergeben, wie z. B. der Abhängigkeit zwischen Hardware- und Operatorfehlern /WIL 86/, /WIL 88/.

3.12 Berechnung der Auswirkungen von Störfallereignissen

Auf das Auftreten von auslösenden Ereignissen reagiert eine technische Anlage in der Regel mit einer Reihe von Systemantworten, woraus sich meist ein Spektrum von verschiedenen Auswirkungen mit unterschiedlichen Wahrscheinlichkeiten ergibt.

Ein Störfallereignis, an dem einer oder mehrere gefährliche Substanzen (z. B. chemotoxische und/oder radioaktive Stoffe) beteiligt sind, könnte unmittelbar oder mit zeitlicher Verzögerung innerhalb oder außerhalb des Betriebsgeländes zu einer Gefährdung von Personen oder zu Sachschäden führen. Kurzfristige Störfallereignisauswirkungen können z. B. unmittelbare Sach- oder Personenschäden (z. B. Zerstörung von Eigentum, Verletzte, Tote) sein, ebenso können gesundheitliche Langzeitfolgen auftreten.

Von den Auswirkungen eines Störfallereignisses können unterschiedliche Personengruppen betroffen sein:

- das Personal der Anlage,
- die Bevölkerung in Anlagennähe, sowie
- entsprechende Einsatz- und Rettungskräfte.

Hinsichtlich der biologischen Wirkung ionisierender Strahlung auf lebende Organismen unterscheidet man grundsätzlich deterministische und stochastische Strahlenwirkungen sowie somatische und genetische Strahlenschäden /KRI 07/, /VOG 07/:

- Deterministische Strahlenwirkungen sind Strahleneffekte, die bei hinreichend hoher Dosis mit Bestimmtheit auftreten und bei denen der Schweregrad der Wirkung von der Dosis abhängt. Bei vielen deterministischen Strahlenwirkungen (z. B.

Hautrötung, Trübung der Augenlinse) besteht eine individuelle Dosisschwelle, unterhalb derer keine klinischen Symptome auftreten.

- Stochastische Strahlenwirkungen sind Strahleneffekte, die zufallsabhängig, also nach Wahrscheinlichkeitsgesetzen, verlaufen (z. B. Hautkrebs, Leukämie). Hierbei ist die Eintrittswahrscheinlichkeit für das Auftreten eines Schadens, nicht aber dessen Schweregrad von der Dosis abhängig. Es gibt keine Schwellendosis.

- Somatische Strahlenschäden sind Schäden in Körperzellen, die unmittelbar am bestrahlten Organismus in Erscheinung treten. Sie können deterministischer oder stochastischer Natur sein.

- Genetische Strahlenschäden sind Schäden in Keimzellen, also durch Strahlung verursachte Mutationen (DNS-Schäden) am Erbgut von Organismen. Sie können sich entweder als dauerhafte Veränderung der Eigenschaften des Erbguts des bestrahlten Individuums oder bei dessen Nachkommen bemerkbar machen, an die das Erbgut weitergegeben wurde. Hierzu gehören auch teratogene Strahlenschäden, d. h. Fehlbildungen des Embryos, Fetus oder Kindes, wenn eine schwangere Frau einer Strahlenexposition ausgesetzt war.

Der Zeitraum, der von der Strahlenexposition bis zum Auftreten einer Strahlenwirkung verstreicht, heißt Latenzzeit. Treten die Strahlensymptome unmittelbar oder innerhalb weniger Stunden, Tage bis Wochen nach der Strahlenexposition auf, bezeichnet man sie als Frühschäden (z. B. Hautrötung). Strahlensymptome, die sich erst nach Monaten oder Jahren manifestieren, werden als Spätschäden bezeichnet (z. B. Trübung der Augenlinse, Sterilität der Keimdrüsen, Gewebezerfall, Krebs).

Nachfolgend werden die wesentlichen Kenngrößen zur Bewertung von Strahlenexpositionen kurz erläutert /KRI 07/, /VOG 07/.

Die grundlegende Bewertungsgröße von Strahlenexpositionen ist die Energiedosis D. Sie drückt das Verhältnis der gesamten an die Materie innerhalb eines Volumenelements übertragenen Strahlungsenergie (durch Ionisation oder Anregung) zur Masse im entsprechend bestrahlten Volumenelement aus. Die Einheit der Energiedosis ist das Gray (Gy); es gilt:

$$1\ \mathrm{Gy} = 1\ \mathrm{J/kg} \tag{3.11}$$

Die Angabe einer Energiedosis ist nur in Verbindung mit der Angabe des bestrahlten Stoffes sinnvoll, da die Energieaufnahme materialabhängig ist. Im praktischen Strahlenschutz wird die Energiedosis meist auf das sogenannte ICRU-Weichteilgewebe bezogen; dieses stellt eine vereinfachte Beschreibung der chemischen Zusammensetzung von menschlichem Muskelgewebe dar (76,2 % Sauerstoff, 11,1 % Kohlenstoff, 10,1 % Wasserstoff und 2,6 % Stickstoff; Dichte: 1 g/cm^3).

Im praktischen Strahlenschutz unterscheidet man grundsätzlich zwischen den sogenannten operativen Größen (Ortsdosis, Personendosis), die bei der Strahlungsmessung verwendet werden, und den sogenannten Schutzgrößen (effektive Dosis, Organdosis), die selbst nicht messbar sind und zur Festlegung von Dosisgrenzwerten für Körper und Organe verwendet werden. Während bei den Schutzgrößen die Energiedosis über ein Gewebe oder Organ gemittelt wird (Mittelwertgrößen), sind die operativen Größen an einem Punkt im Strahlungsfeld definiert (Punktgrößen).

Verschiedene ionisierende Strahlungsarten können bei gleicher Energiedosis unterschiedlich starke Wirkungen in lebendem Gewebe hervorrufen. Zur Bewertung dieser relativen biologischen Wirksamkeit wurde der (dimensionslose) Qualitätsfaktor Q eingeführt, der von der Strahlungsart und der Strahlungsenergie abhängt. Das Produkt aus der Energiedosis D und dem entsprechenden Qualitätsfaktor Q an einem Punkt im Strahlungsfeld heißt Äquivalentdosis H:

$$H = Q \cdot D \tag{3.12}$$

Die Äquivalentdosis hat das Sievert (Sv) als Einheit. In Analogie zur Energiedosis gilt:

$$1\ \mathrm{Sv} = 1\ \mathrm{J/kg} \tag{3.13}$$

Bei der Bestimmung von Q wird vom linearen Energieübertragungsvermögen L in Wasser ausgegangen, da diese Größe eng mit den auftretenden biologischen Wirkungen verknüpft ist. Dazu sind verschiedenen L-Werten geladener Strahlungsteilchen in Wasser die in Abb. 3.7 wiedergegebenen Qualitätsfaktoren Q zugeordnet, die im Wertebereich zwischen 1 (für $L \leq 10$ keV/µm) und 30 (für $L = 100$ keV/µm) liegen. Bei ungeladenen Strahlungsteilchen (Photonen, Neutronen) wird das lineare Energieübertragungsvermögen der von der Strahlung erzeugten Sekundärteilchen (z. B. Compton-Elektronen, Rückstoß-Protonen) zugrunde gelegt.

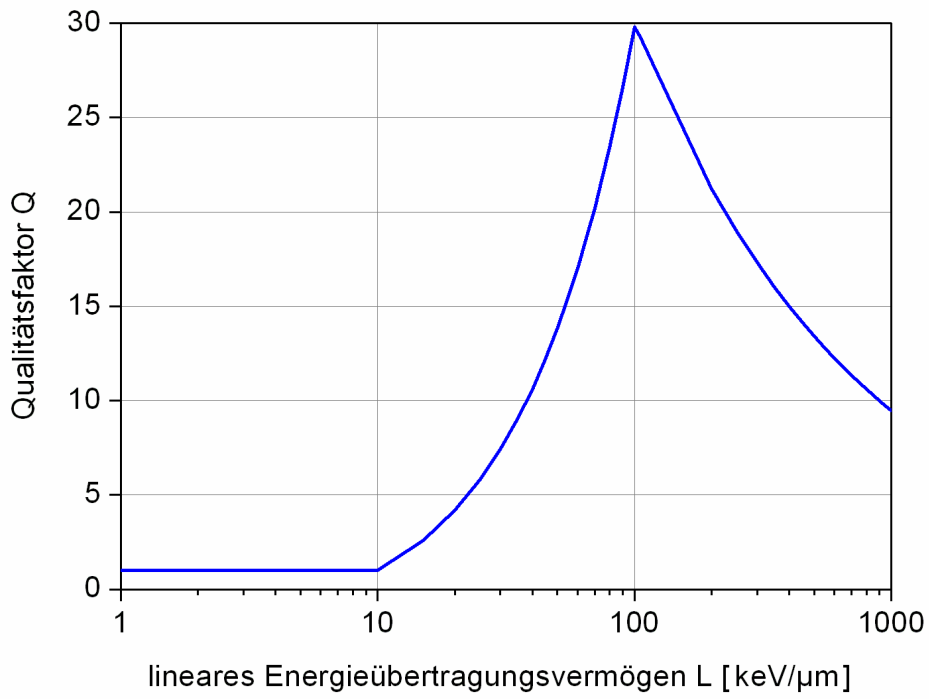

Abb. 3.7 Qualitätsfaktor Q als Funktion des linearen Energieübertragungsvermögens L in Wasser nach /ICR 91/ (Quelle: ICRP)

Unter der Organ-Energiedosis $D_{T,R}$ versteht man die über die Masse eines bestrahlten Gewebes, Organs oder Körperteils T gemittelte Energiedosis, die durch externe oder interne Strahlenexposition der Strahlungsqualität R (Strahlungsart und -energie) zustande kommt. Für die Berücksichtigung der biologischen Wirkung verschiedener Strahlungsqualitäten wird – aufgrund der begrenzten Genauigkeit der biologischen Daten hinsichtlich stochastischer Strahleneffekte – im praktischen Strahlenschutz nicht der Qualitätsfaktor Q, sondern der sogenannte Strahlungs-Wichtungsfaktor w_R verwendet. Die in der Strahlenschutzverordnung /SSV 08/ tabellierten Strahlungs-Wichtungsfaktoren stützen sich auf die Empfehlungen der ICRP (International Commission on Radiological Protection) /ICR 91/. Das Produkt aus der Organ-Energiedosis $D_{T,R}$ und dem jeweiligen Strahlungs-Wichtungsfaktor w_R liefert die Organdosis $H_{T,R}$:

$$H_{T,R} = w_R \cdot D_{T,R} \tag{3.14}$$

Sofern verschiedene Arten ionisierender Strahlung wirksam werden, ergibt sich die gesamte Organdosis H_T als Summe der einzelnen Beiträge der beteiligten Strahlungsarten:

$$H_T = \sum_R H_{T,R} = \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \tag{3.15}$$

Im Hinblick auf die Beurteilung stochastischer Strahlenwirkungen wurde beobachtet, dass gleiche Äquivalentdosen (H_T) in unterschiedlichen Körperteilen T (Gewerbe oder Organe) unterschiedliche Wahrscheinlichkeiten für stochastische Wirkungen bedingen. Auf der Basis dieser Erkenntnis wurden von der ICRP sogenannte Gewebe-Wichtungsfaktoren w_T abgeleitet /ICR 91/, die in der Strahlenschutzverordnung /SSV 08/ tabelliert sind. Die effektive Dosis E ergibt sich dann aus der Summe der Produkte aus den jeweiligen mittleren Äquivalentdosen aller bestrahlten Gewebe oder Organe, den Teilkörperdosen, mit den dazugehörigen Gewebe-Wichtungsfaktoren:

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T = \sum_T w_T \cdot \left(\sum_R w_R \cdot D_{T,R}\right) \qquad (3.16)$$

Damit bieten geeignete Grenzwerte für die effektive Dosis rein rechnerisch die Möglichkeit, die Risiken von stochastischen Strahlenschäden zu begrenzen.

Im Hinblick auf die Emission schädlicher Stoffe sollte eine potentielle Quelle zunächst entsprechend des unterstellten Szenarios quantifiziert werden (z. B. Freisetzungsrate, Dauer der Freisetzung etc.). Adäquaten Ausbreitungsrechnungen kommt dabei eine große Bedeutung zu. Ziel dieser Ausbreitungsrechnungen sollte sein, diejenigen Distanzgrenzwerte zu bestimmen, für die im Hinblick auf exponierte Personen die folgenden Konsequenzen als relevant unterstellt werden müssen /HYA 03/:

- Es ist mit raschen (innerhalb weniger Atemzüge) tödlichen Auswirkungen zu rechnen.
- Die Wahrscheinlichkeit für tödliche Auswirkungen beträgt 50 %, d. h. eine durchschnittliche Person hätte ggf. mit tödlichen Konsequenzen zu rechnen.
- Die schwächsten Personen innerhalb einer sozialen Gruppe müssen mit schwersten Auswirkungen rechnen (Letalitätsgrenze).

Ebenso sollten die Abstände zur Freisetzungsquelle ermittelt werden, die hinsichtlich der Einhaltung spezifischer Konzentrationskriterien geeigneter Störfallbeurteilungswerte (z. B. ERPG- oder AEGL-Werte; siehe Kapitel 3.13) von Bedeutung sind.

Für Ausbreitungsrechnungen und für die Bewertung der Konsequenzen, die sich aus der Freisetzung von gefährlichen Stoffen ergeben könnten, werden im Allgemeinen konservative Annahmen getroffen, z. B. /HYA 03/:

- Es wird unterstellt, dass sich die potentiell betroffenen Personen im Freien aufhalten.

- Die potentiell exponierten Personen befinden sich in einer Linie mit der direkten Bewegungsrichtung der freigesetzten Wolke schädlicher Stoffe.

Zudem muss eine Reihe von spezifischen Randbedingungen in die Betrachtungen einbezogen werden, z. B.:

- Berücksichtigung der meteorologischen und atmosphärischen Gegebenheiten (z. B. vorherrschende Windrichtung, Windgeschwindigkeits- und Niederschlagsverteilung in Anlagennähe) sowie der topografischen Gegebenheiten (z. B. Oberflächengewässer, Relief). Für Konsequenzenanalysen werden diese Gegebenheiten in der Regel ebenfalls in konservativer Weise berücksichtigt, wobei die entsprechenden Parameter im Normalfall nicht variiert werden, d. h. es wird beispielsweise eine konstante Windgeschwindigkeit unterstellt.
- Einbeziehung der demografischen Gegebenheiten: Die Bevölkerungsdichteverteilung in der Nähe der Anlage (z. B. Vorhandensein von Ballungszentren etc.) muss – ggf. unter Berücksichtigung saisonaler Schwankungen (z. B. in Urlaubsgebieten) – für die Analysen beachtet werden.
- Berücksichtigung der relevanten Infrastruktur: Dieser Punkt besitzt auch für die Notfallplanung eine entscheidende Bedeutung. Die öffentlichen bzw. sozialen infrastrukturellen Bedingungen in Anlagennähe sollten adäquat berücksichtigt werden (z. B. Lage von Schulen, Krankenhäusern, Transportwegen etc.); dies gilt auch für die wirtschaftliche Infrastruktur (z. B. Betriebe der Nahrungsmittelproduktion) bzw. für die Versorgungsinfrastruktur (z. B. Anlagen der Trinkwasserversorgung).

Bei Bränden oder Explosionen ist es hinsichtlich der Störfallereignisbeurteilung wesentlich, die resultierenden Druck- und Hitzewirkungen zu bewerten. Im Brandfall erfolgt die Beurteilung der Schadenswirkung auf der Basis der einwirkenden Wärmestrahlung auf Personen und Sachgüter. Dabei wird nach /HYA 03/ zwischen Pool- und Jet-Feuern sowie Feuerbällen unterschieden. Im Falle von Explosionen werden die Auswirkungen in der Regel durch Korrelation der maximalen Druckamplitude mit der zu erwartenden Schadenswirkung beurteilt.

Der Bewertung von Störfallereignisauswirkungen, die sich als Folge einer Freisetzung von radioaktivem Material ergeben können, kommt eine besondere Bedeutung zu. Daher wird hier auf diesen Aspekt näher eingegangen, wobei der Begriff des Quellterms („source term“) eine wesentliche Rolle spielt. Grundsätzlich versteht man unter dem

Quellterm die Menge an radioaktivem Material (ausgedrückt in Masse- oder Aktivitätseinheiten), die im Falle eines entsprechenden Störfallereignisses aus der Anlage abgegeben bzw. freigesetzt werden kann /DOE 00/. Für Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung sind hinsichtlich der Freisetzung von radioaktivem Material die luftgetragenen Pfade unter Berücksichtigung des jeweiligen lungengängigen Materialanteils von entscheidendem Interesse. Es wird davon ausgegangen, dass in Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes der Inkorporationspfad auf der Basis der Inhalation von radioaktivem Material alle anderen Inkorporationspfade dominiert /NRC 88b/, /DOE 97/. Auf der Grundlage dieser Erkenntnis wurde die Formel zur Bestimmung des Quellterms abgeleitet /DOE 00/:

$$Quellterm = MAR \cdot DR \cdot ARF \cdot RF \cdot LPF \tag{3.17}$$

mit

MAR = Material-at-Risk,
DR = Damage Ratio,
ARF = Airborne Release Fraction (oder Airborne Release Rate bei kontinuierlicher Freisetzung),
RF = Respirable Fraction,
LPF = Leakpath Factor.

In der Praxis unterscheidet man häufig zwischen dem Initial-Source-Term, also der Menge an radioaktivem Material, die prinzipiell als Folge eines entsprechenden Störfallereignisses luftgetragen freigesetzt wird, und dem lungengängigen Initial-Source-Term, also derjenigen Teilmenge des Initial-Source-Terms, die effektiv eingeatmet werden kann. Der Initial-Source-Term kann als Produkt der ersten drei Faktoren der Source-Term-Formel ausgedrückt werden. Der lungengängige Anteil des Initial-Source-Terms ergibt sich entsprechend aus dem Produkt der ersten vier Faktoren der Formel. Der Initial-Source-Term bzw. dessen lungengängiger Anteil dient in erster Linie zur Abschätzung der radiologischen Auswirkungen eines Störfallereignisses auf das Anlagenpersonal. Nachfolgend werden die einzelnen Faktoren der Source-Term-Formel näher erläutert /DOE 00/:

Material-at-Risk (MAR): Der MAR-Wert kennzeichnet die (in Masse- oder Aktivitätseinheiten angegebene) Menge an Radionukliden, welche grundsätzlich unter den Einfluss von physikalischen Parametern geraten kann, die repräsentativ für die zu analysierende

Störfallsituation sind. Für die zu analysierenden Anlagen, Prozesse oder Verfahrensschritte gibt der MAR-Wert die maximale Radionuklidmenge an, die jeweils repräsentativ für ein spezifisches Störfallereignisszenario ist. Für verschiedene Analyseszenarien können sich somit unterschiedliche MAR-Werte ergeben, da es nur für die jeweils betroffenen Bereiche einer Anlage notwendig ist, adäquate MAR-Werte zu definieren.

Damage Ratio (DR): Der DR-Wert ist derjenige Anteil der unterstellten MAR-Menge, der durch die konkreten Störfallbedingungen tatsächlich beeinflusst ist. Dabei ist zu beachten, dass – aufgrund der Definition des DR- und des MAR-Wertes – die beiden Werte durch eine gegenseitige Abhängigkeit gekennzeichnet sind. Daher ist es wichtig, dass die Festlegung des DR- und des MAR-Wertes auf der Grundlage einer einheitlichen Konvention erfolgt. Die DR-Werte werden mittels ingenieurtechnischer Analysen unter Berücksichtigung der Art und des Niveaus der Beanspruchung der betroffenen Strukturmaterialien abgeleitet. Analysen dieser Art beinhalten häufig standardmäßige Vereinfachungen, die meist einen gewissen Grad an Konservativität nach sich ziehen. Dabei besteht das Ziel derartiger Analysen darin, die ereignisspezifischen Phänomene bzw. potentiellen Effekte realistisch einzuschätzen.

Airborne Release Fraction (ARF): Durch den ARF-Faktor wird die Menge an radioaktivem Material bestimmt, die fein verteilt oder aerosolgebunden vorliegt und daher für luftgetragene Transportvorgänge als Folge eines Störfalls zur Verfügung steht. Im Falle einer kurzzeitigen, einmaligen Freisetzung gibt der ARF-Faktor den Mengenanteil des entsprechenden Materials an. Bei einer kontinuierlichen Freisetzung ist die Angabe einer Freisetzungsrate (Airborne Release Rate, ARR) erforderlich, um das Potential der luftgetragenen Freisetzung von radioaktivem Material unter Störfallbedingungen zu ermitteln. Erfolgt die Freisetzung zwar kontinuierlich, jedoch nicht auf einem zeitlich konstanten Niveau, sollten zeitlich gemittelte Freisetzungsraten verwendet werden. Die Bestimmung der ARF-Werte basiert auf experimentell gemessenen Werten für die spezifischen Materialien (z. B. Plutonium, Uran, radioaktive Spaltprodukte) oder für geeignete Modellsubstanzen (Surrogaten), wobei insbesondere bei der Verwendung von Modellsubstanzen der Ergebniseinfluss spezifischer Parameter (z. B. Schüttdichte, Feuchtigkeit etc.) zu berücksichtigen ist.

Respirable Fraction (RF): Der RF-Wert gibt den Anteil derjenigen luftgetragenen radioaktiven Aerosole an, die inhaliert werden und so in das menschliche Atmungssystem gelangen können. In konservativen Betrachtungen wird unterstellt, dass dies für alle Partikel gilt, die einen aerodynamische Äquivalentdurchmesser (Aerodynamic Equivalent

Diameter, AED) von 10 µm oder weniger aufweisen (siehe Kapitel 5). Der AED ist der rechnerische Durchmesser eines Partikels, das unter Einwirkung der Schwerkraft (d. h. in ruhender oder laminar strömender Luft) die gleiche Sinkgeschwindigkeit aufweist wie ein kugelförmiges Vergleichspartikel mit einer angenommenen Dichte von 1 g/cm^3. Der AED charakterisiert somit die Eigenschaften des Partikels beim luftgetragenen Transport und bei der Inhalation. Bei Partikeln > 1 µm AED berücksichtigt er Größe, Form und Dichte des Partikels bei der Bestimmung seines Verhaltens in Luft. Bei der experimentellen Bestimmung der RF-Werte muss mit großer Sorgfalt vorgegangen werden. So ist z. B. bei der Bestimmung von Teilchengrößen der Einfluss des verwendeten Messverfahrens auf die entsprechenden Ergebnisse zu berücksichtigen. Der RF-Wert sollte nach Möglichkeit eher auf einen sinnvoll abdeckenden als auf einen überkonservativen Wert festgelegt werden, wobei es möglich ist, diesen Wert auf 1 zu setzen, falls signifikante Unsicherheiten die Bestimmung realistischer RF-Werte fragwürdig erscheinen lassen.

Leakpath Factor (LPF): Der LPF-Wert ist der Anteil derjenigen aerosolgebundenen Radionuklide, der ereignisspezifisch zu einer Freisetzung von radioaktivem Material außerhalb der Anlage führt, d. h. für verschiedene Störfallereignisszenarien können auch entsprechend unterschiedliche LPF-Werte existieren. Eine konkrete Anlage ist in der Regel durch mehrere Leckagepfade gekennzeichnet, die zu Freisetzungen luftgetragener Partikel außerhalb der Anlage führen können, z. B. über das Abluftsystem, durch Gebäudeöffnungen oder direkt durch Barrierenversagen /POL 04/. Bei der Bestimmung eines aussagekräftigen LPF-Wertes sind alle relevanten Leckagepfade in adäquater Weise zu berücksichtigen. Der kumulierte LPF-Wert für ein konkretes Störfallereignisszenario ist hierbei das Produkt der LPF-Werte der einzelnen Leckagepfade.

Neben dem Inhalationspfad werden noch zwei weitere Inkorporationspfade unterschieden:

- die Aufnahme kontaminierter Stoffe durch Verschlucken (Ingestion), sowie
- das Eindringen radioaktiver Stoffe durch die intakte oder verletzte Haut (Permeation).

Werden radioaktive Substanzen in den Körper aufgenommen, führt dies aufgrund der Kontamination von lebendem Gewebe bzw. Organen zu einer inneren Bestrahlung. Den inkorporierten radioaktiven Stoffen kommt hinsichtlich der Konsequenzbewertung eine große Bedeutung zu, da sie zu länger andauernden Strahlenexpositionen führen

können. Im Gegensatz dazu wirken äußere Strahlenquellen nur während der direkten Expositionsdauer. Gelangen Radionuklidverbindungen über einen der drei genannten Inkorporationspfade in den Körper, werden diese Substanzen zunächst durch die Körperflüssigkeiten, insbesondere das Blut, aufgenommen und gelangen so in verschiedene Körperteile bzw. zu verschiedenen Organen. Entsprechend ihrer biochemischen Eigenschaften werden die radioaktiven Stoffe durch die jeweiligen Körpergewebe unterschiedlich stark aufgenommen und gespeichert, wobei sie aufgrund von biologischen Stoffwechselprozessen wieder ausgeschieden werden können. Je nach Verweilzeit einer spezifischen Radionuklidverbindung im entsprechenden Körpergewebe können sich unterschiedliche Äquivalentdosen ergeben. Deshalb muss im Falle der Inkorporation von radioaktiven Stoffen die sogenannte Folgedosis berücksichtigt werden, die während der Verweilzeit einer radioaktiven Substanz im Körper entsteht. Für die Bestimmung der Folgedosis werden mathematische Phantome verwendet, die einen Standardmenschen mit seinen Organen geometrisch nachbilden. Unter Berücksichtigung der anatomischen Gegebenheiten (Lebensalter, Geschlecht) lassen sich damit die aus der räumlichen und zeitlichen Aktivitätsverteilung resultierenden Organdosen ermitteln /ICR 92/, /ICR 07/, /BFS 07/. Für die Berechnung inkorporationsbedingter Folgedosen (Organfolgedosis, effektive Folgedosis) wird im praktischen Strahlenschutz üblicherweise ein Zeitraum von 50 Jahren bei Erwachsenen und bei Kindern der Zeitraum vom jeweiligen Alter bis zum Alter von 70 Jahren angesetzt (Anlage VI, Teil D StrlSchV).

Die Abnahme der Aktivität in einem lebenden Organismus ergibt sich aus dem radioaktiven Zerfall, aus der Rückhaltung (Retention) der radioaktiven Substanzen im Körper bzw. deren Ausscheidung (Exkretion) aus dem Körper durch Stoffwechselvorgänge. Der zeitliche Verlauf des Ausscheidungsprozesses kann dabei häufig durch eine Exponentialfunktion oder eine Überlagerung mehrerer Exponentialfunktionen angenähert werden, woraus sich – in Analogie zur physikalischen Halbwertszeit T_{ph} – die biologische Halbwertszeit T_b ableiten lässt. Ist die Ausscheidung eines Radionuklids aus einem Organ oder aus dem Körper im Wesentlichen durch eine einzige biologische Halbwertszeit bestimmt, kann die gesamte zeitliche Abnahme der Aktivität bzw. Dosisleistung dieses Nuklids durch die sogenannte effektive Halbwertszeit T_{eff} beschrieben werden /VOG 07/:

$$\frac{1}{T_{eff}} = \frac{1}{T_{ph}} + \frac{1}{T_b} \quad \text{bzw.} \quad T_{eff} = \frac{T_{ph} \cdot T_b}{T_{ph} + T_b} \tag{3.18}$$

Das in diesem Kapitel skizzierte Vorgehen zur Bewertung der radiologischen Auswirkungen in der Umgebung einer kerntechnischen Anlage bei Freisetzung von radioaktivem

Material als Folge eines Störfalls oder Unfalls ist in Abb. 3.8 schematisch veranschaulicht.

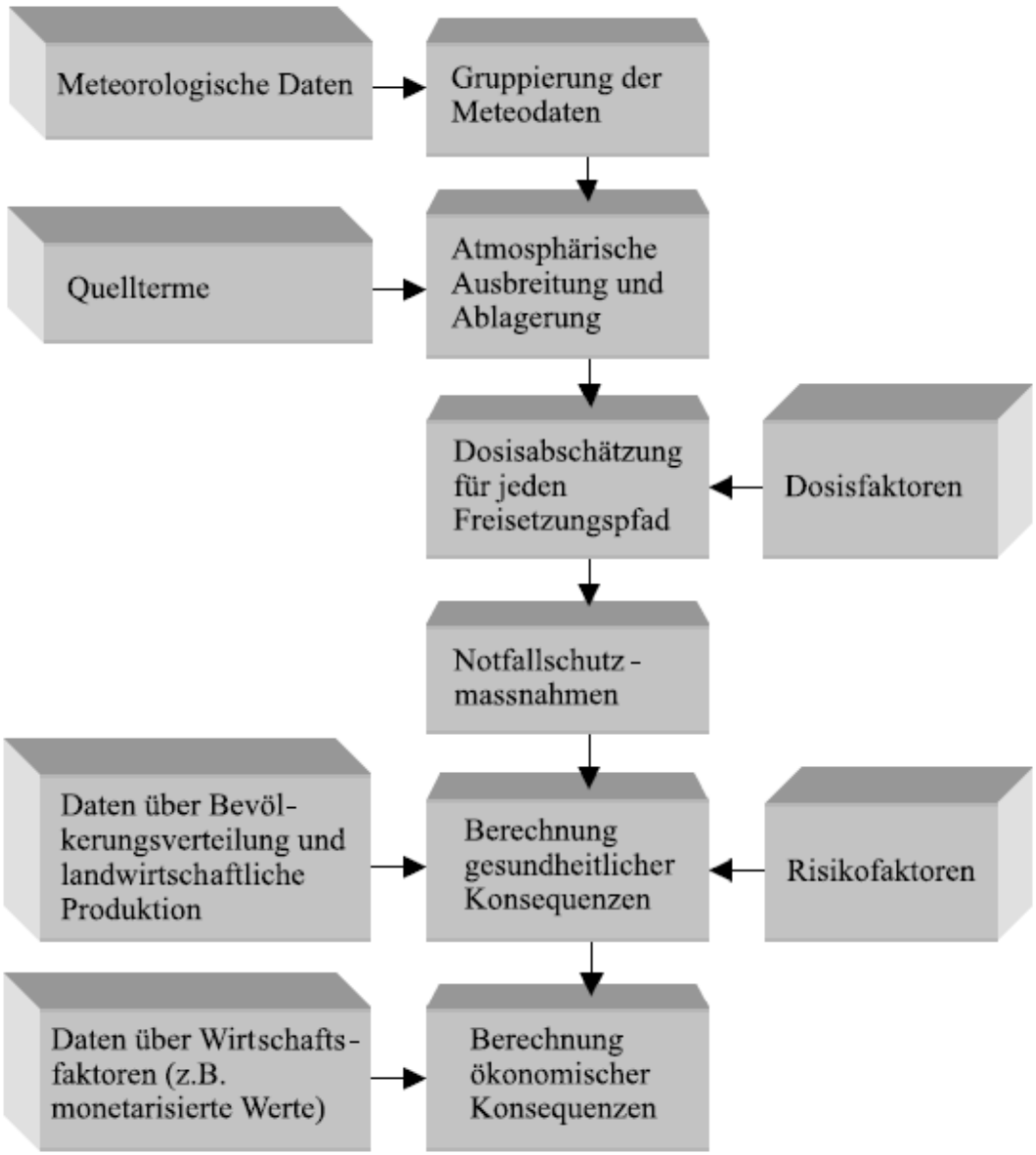

Abb. 3.8 Vorgehen zur Bewertung der radiologischen Auswirkungen nach (Quelle: IAEA, /IAE 96/)

3.13 Modelle der Ergebnisbewertung

Deterministische Störfallereignisanalysen werden häufig auf der Grundlage von konservativen Annahmen durchgeführt. Ein wesentliches Ziel dieser Analysen ist es, die Einhaltung behördlich genehmigter Grenzwerte zu überprüfen. Werden diese Kriterien unter Zugrundelegung von konservativen Anfangs- und Randbedingungen eingehalten, kann eine der Hauptzielsetzungen der DSA als erreicht angesehen werden.

Da Störfallanalysen immer auch das Designkonzept der betreffenden Anlage berücksichtigen müssen, können und sollten sie herangezogen werden, um insbesondere im Falle einer potentiellen Freisetzung von radioaktivem Material zu überprüfen, inwieweit für das konkrete Designkonzept einer Anlage der nuklearen Ver- und Entsorgung das Minimierungsprinzip berücksichtigt wurde; d. h. die gesetzlich festgelegten Grenzwerte (z. B. Freisetzungslimits, ableitungsbedingte Grenzwerte der Strahlenexposition für Einzelpersonen der Bevölkerung) sollten nicht nur eingehalten, sondern unter Berücksichtigung vernunftorientierter Maßnahmen möglichst weit unterschritten werden.

Analyseergebnisse, die sich auf die Effekte durch ionisierende Strahlung beziehen, sind hinsichtlich der Einhaltung der Bestimmungen der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) /SSV 08/ zu bewerten; dabei gelten für den bestimmungsgemäßen Betrieb folgende Grenzwerte für die effektive Dosis innerhalb eines Kalenderjahres:

- Einzelpersonen der Bevölkerung (§ 46 Abs. 1): 1 Millisievert;
- Beruflich strahlenexponierte Personen bei Berufsausübung (§ 55 Abs. 1): 20 Millisievert; für Personen unter 18 Jahren beträgt der Grenzwert der effektiven Dosis 1 Millisievert im Kalenderjahr (§ 55 Abs. 3).

Weiterhin wurden für beruflich strahlenexponierte Personen Grenzwerte der Organdosis für verschiedene Organe (§ 55 Abs. 2 und 3) festgelegt. Organdosen für die Bevölkerung existieren ebenfalls (§ 46 Abs. 2). Für gebärfähige bzw. schwangere Frauen wurden gesonderte Dosisgrenzwerte festgeschrieben (§ 55 Abs. 4).

Der Grenzwert für die Summe der in allen Kalenderjahren ermittelten effektiven Dosen beruflich strahlenexponierter Personen beträgt nach § 56 StrlSchV 400 Millisievert (Berufslebensdosis).

Für die sicherheitstechnische Auslegung für den Betrieb von Kernkraftwerken, für die standortnahe Aufbewahrung bestrahlter Brennelemente und für Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle gilt nach § 49 StrlSchV, dass im ungünstigsten Störfall durch Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Anlage höchstens eine effektive Dosis von 50 Millisievert bei Personen außerhalb der Anlage erreicht werden darf. Auch hier wurden zudem Grenzwerte der Organdosis für verschiedene Organe festgelegt.

Bei der Planung von anderen als den in § 49 genannten Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung gilt hinsichtlich der Begrenzung der Strahlenexposition als Folge von Störfällen sowie bei Stilllegungen der § 50 StrlSchV. Bei der Planung entsprechender Anlagen sind demnach bauliche und technische Schutzmaßnahmen zu treffen, um die Strahlenexposition bei Störfällen durch die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung zu begrenzen. Die Genehmigungsbehörde legt Art und Umfang der Schutzmaßnahmen unter Berücksichtigung des Einzelfalls, insbesondere des Gefährdungspotentials der Anlage und der Wahrscheinlichkeit des Eintritts eines Störfalls, fest.

Nach § 59 Abs. 1 StrlSchV ist bei Maßnahmen zur Abwehr von Gefahren für Personen anzustreben, dass

- eine effektive Dosis von mehr als 100 Millisievert nur einmal im Kalenderjahr, und
- eine effektive Dosis von mehr als 250 Millisievert nur einmal im Leben auftritt.

Derartige Rettungsmaßnahmen dürfen nur von Freiwilligen über 18 Jahren ausgeführt werden, die zuvor über die entsprechenden Gefahren unterrichtet worden sind (§ 59 Abs. 2 StrlSchV).

Bei Tätigkeiten, die den Umgang mit radioaktiven Stoffen beinhalten, ist gemäß § 6 StrlSchV jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik sowie unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte so gering wie möglich zu halten.

Die Ergebnisse einer PSA können auf anschauliche Weise unter Zuhilfenahme einer sogenannten Risikomatrix bewertet werden, wobei sich die Methode auch zur semi-quantitativen Ergebnisbewertung eignet. Abb. 3.9 gibt eine typische Risikomatrix wieder, bei der die Eintrittswahrscheinlichkeit bzw. die entsprechende Eintrittshäufigkeit für unerwünschte Ereignisse (z. B. Freisetzung von gesundheitsschädlichen Substanzen) über dem Schweregrad ihrer jeweiligen Auswirkungen aufgetragen wurde. Der Schweregrad kann dabei z. B. ausgedrückt werden als

- Anzahl der zu erwartenden Todesfälle bzw. Anzahl der Verletzten,
- Personendosis oder Kollektivdosis,
- finanzieller Verlust,

- Produktionsausfall,
- Kontaminations- bzw. Verschmutzungsgrad der Umgebung der betreffenden Anlage (z. B. Trinkwasserkontamination etc.).

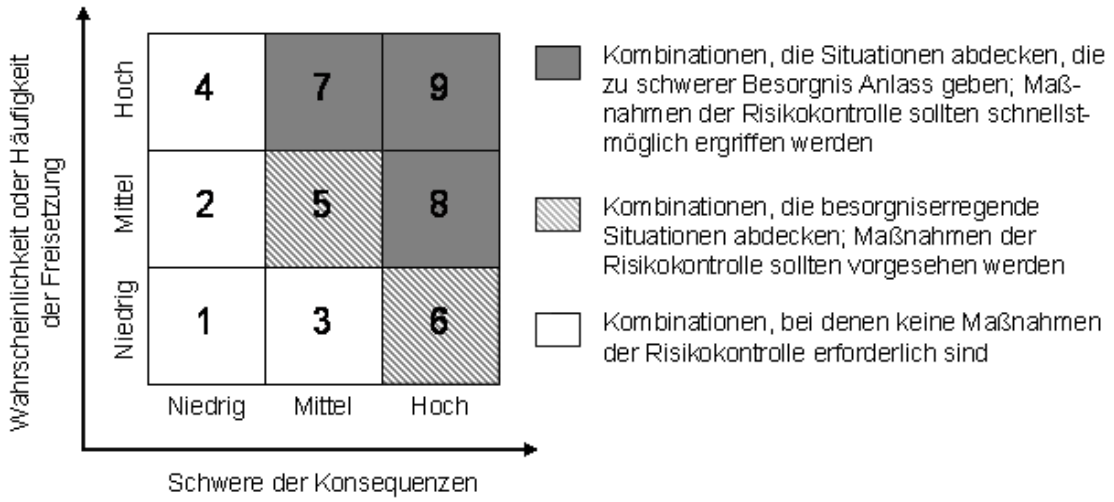

Abb. 3.9 Typische 3x3-Risikomatrix nach (Quelle: DOE, /DOE 06/)

Bei der Kategorisierung einer Risikomatrix ist darauf zu achten, dass sowohl die veranschlagte Lebensdauer einer Anlage als auch die Bandbreite der möglichen Auswirkungen entsprechend der betrachteten auslösenden Ereignisse abgedeckt werden. Des Weiteren sollte der Schweregrad der Konsequenzen innerhalb einer Matrix nach einem einheitlichen Maßstab bewertet werden (z. B. ausschließlich als Personendosis).

Die Kategorisierung hinsichtlich der Eintrittshäufigkeiten könnte z. B. folgendermaßen vorgenommen werden:

- Niedrig: Ereignis tritt höchstens einmal innerhalb der gesamten Lebensdauer der Anlage auf,
- Mittel: Ereignis tritt mehrmals innerhalb der Lebensdauer der Anlage auf,
- Hoch: Ereignis tritt häufig auf (z. B. mindestens einmal innerhalb eines Betriebsjahres).

Die Grobeinteilung der zu erwartenden Konsequenzen könnte dementsprechend wie folgt vorgenommen werden:

- Niedrig: keine Gesundheitsgefährdung,

- Mittel: geringfügige gesundheitliche Schäden,
- Hoch: schwerwiegende gesundheitliche Schäden bis hin zur Todesfolge.

Die vorangestellten Erläuterungen sollen beispielhaft die Vorgehensweise bei der Erstellung von Risikomatrizen aufzeigen; verfeinerte Matrixunterteilungen können bei entsprechender Datenlage jederzeit vorgenommen werden (siehe Abb. 3.10).

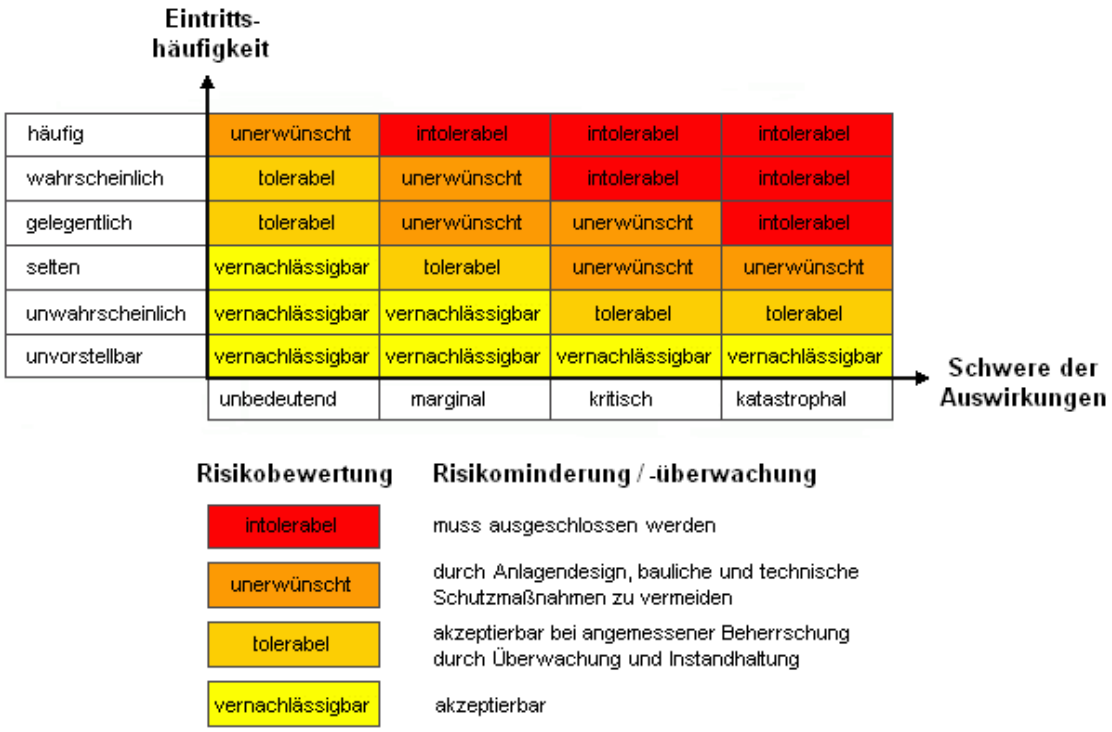

Abb. 3.10 Beispiel einer verfeinerten 6x4-Risikomatrix

Zur Bewertung von Schadstoffkonzentrationen in der Luft (chemotoxische Substanzen) existiert im internationalen Schrifttum eine Vielzahl verschiedener Grenz-, Richt- und Orientierungswerte, die für unterschiedliche Bereiche und Anwendungszwecke erarbeitet wurden /SFK 98/. Im Folgenden werden das ERPG- sowie das AEGL-Konzept kurz erläutert.

Emergency Response Planning Guidelines (ERPG): Ein Komitee, welches 1988 durch die American Industrial Hygiene Association (AIHA) einberufen wurde, leitete für eine ganze Reihe von Gefahrstoffen begründete Empfehlungen für ERPG-Werte ab /AIH09/. Das ERPG-Konzept geht jeweils von einem Expositionszeitraum von einer Stunde aus und unterscheidet drei verschiedene Effekt-Schweregrade /SFK 99/, /AIH 06/:

- ERPG-1: Die maximale luftgetragene Stoff-Konzentration (ausgedrückt in ppm oder mg/m^3), bei der davon ausgegangen wird, dass unterhalb dieses Wertes beinahe sämtliche Personen bis zu einer Stunde lang exponiert werden könnten, ohne dass sie unter mehr als leichten, vorübergehenden nachteiligen gesundheitlichen Auswirkungen leiden, bzw. ohne dass sie einen eindeutig definierten unangenehmen Geruch wahrnehmen.

- ERPG-2: Die maximale luftgetragene Stoff-Konzentration, bei der davon ausgegangen wird, dass unterhalb dieses Wertes beinahe sämtliche Personen bis zu einer Stunde lang exponiert werden könnten, ohne dass sie unter irreversiblen oder sonstigen schwerwiegenden gesundheitlichen Auswirkungen oder Symptomen leiden bzw. solche entwickeln, die die Fähigkeit einer Person beeinträchtigen könnte, Schutzmaßnahmen zu ergreifen.

- ERPG-3: Die maximale luftgetragene Stoff-Konzentration, bei der davon ausgegangen wird, dass unterhalb dieses Wertes beinahe sämtliche Personen bis zu einer Stunde lang exponiert werden könnten, ohne dass sie unter lebensbedrohlichen gesundheitlichen Auswirkungen leiden bzw. solche entwickeln. Der ERPG-3-Wert ist ein „worst-case"-Planungswert, d. h. oberhalb dieses Wertes besteht die Möglichkeit, dass es bei einigen Mitgliedern der Bevölkerung zu lebensbedrohlichen gesundheitlichen Auswirkungen kommen kann.

Im Hinblick auf die in Brennstoffkreislaufanlagen relevanten Uranverbindungen liegen ERPG-Werte für Uranhexafluorid (UF_6), Urandioxid (UO_2) und Urantrioxid (UO_3) vor; in Tab. 3.4 sind die verfügbaren Daten zusammengefasst.

Tab. 3.4 ERPG-Werte für UF_6, UO_2 und UO_3 /AIH09/

chemische Verbindung	ERPG-1 (mg/m^3)	ERPG-2 (mg/m^3)	ERPG-3 (mg/m^3)
UF_6	5	15	30
UO_2	– [1)]	10	30
UO_3	– [1)]	0,5	3

[1)] keine Empfehlung wegen unzureichender Datenlage

Acute Exposure Guideline Levels (AEGL): Im Jahr 1995 etablierte die U.S. Environmental Protection Agency (EPA) das National Advisory Comittee for Acute Exposure Guideline Levels for Hazardous Substances (NAC/AEGL) mit dem Ziel, AEGL-Werte zu entwickeln. Die AEGL-Werte beschreiben drei bestimmte Schweregrade von

Gesundheitseffekten nach Exposition für definierte Zeiträume (Abb. 3.11). Die Werte sind für Expositionsdauern von 10 Minuten, 30 Minuten, 1 Stunde, 4 Stunden und 8 Stunden abgeleitet und stellen toxikologisch begründete Spitzenkonzentrationswerte dar /SFK 99/, /EPA 08/, /EPA 09/, /TLU 09/.

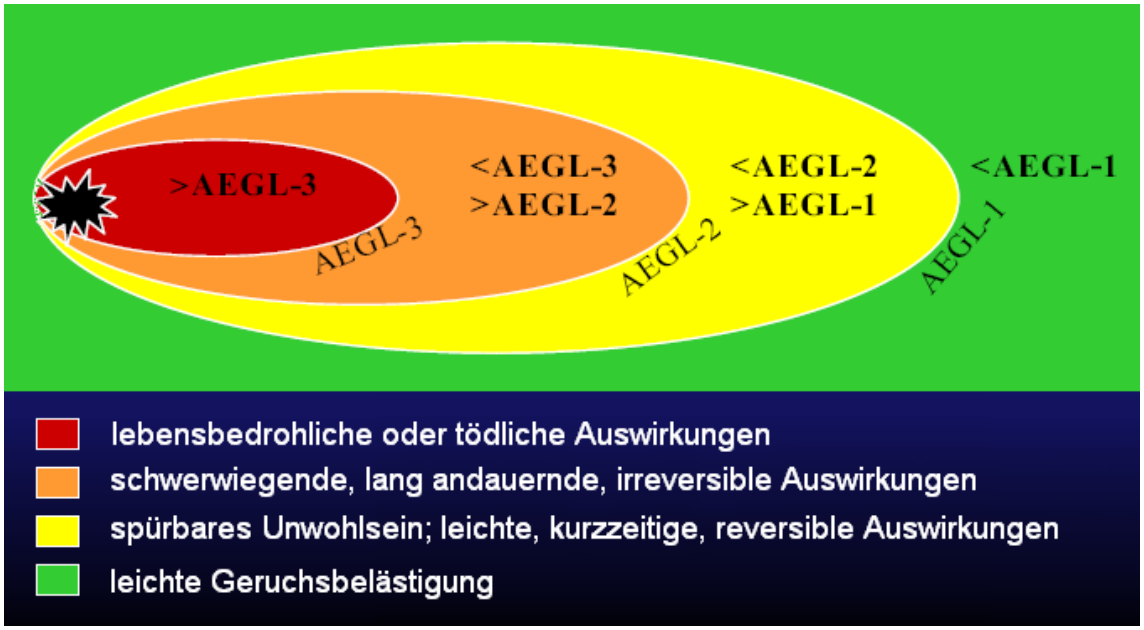

Abb. 3.11 Klassifizierung der AEGL-Werte nach Effekt-Schweregraden nach (Quelle: U.S. Army Center for Health Promotion and Preventive Medicine, /CHP 06/)

- AEGL-1 ist die luftgetragene Stoff-Konzentration (ausgedrückt in ppm oder mg/m^3), bei deren Überschreitung die allgemeine Bevölkerung ein spürbares Unwohlsein erleiden kann. Luftgetragene Stoff-Konzentrationen unterhalb des AEGL-1-Wertes bedeuten Expositionshöhen, die leichte Geruchs-, Geschmacks- oder andere sensorische Reizungen hervorrufen können.

- AEGL-2 ist die luftgetragene Stoff-Konzentration, bei deren Überschreitung die allgemeine Bevölkerung irreversible oder andere schwerwiegende, lang andauernde Gesundheitseffekte erleiden kann oder bei der die Fähigkeit zur Flucht beeinträchtigt werden kann. Luftgetragene Stoff-Konzentrationen unterhalb des AEGL-2-, aber oberhalb des AEGL-1-Wertes bedeuten Expositionshöhen, die spürbares Unwohlsein hervorrufen können.

- AEGL-3 ist die luftgetragene Stoff-Konzentration, bei deren Überschreitung die allgemeine Bevölkerung lebensbedrohliche oder tödliche Gesundheitseffekte erleiden kann. Luftgetragene Stoff-Konzentrationen unterhalb des AEGL-3-, aber oberhalb des AEGL-2-Wertes bedeuten Expositionshöhen, die irreversible oder andere

schwerwiegende, lang andauernde Gesundheitseffekte hervorrufen oder die Fähigkeit zur Flucht beeinträchtigen können.

Von den in den Brennstoffkreislaufanlagen relevanten Uranverbindungen liegen AEGL-Werte bisher einzig für Uranhexafluorid (UF_6) vor; die verfügbaren Daten sind in Tab. 3.5 zusammengestellt.

Tab. 3.5 AEGL-Werte für UF_6 /EPA 04/, /EPA 09/

Expositionsdauer	AEGL-1 (mg/m³)	AEGL-2 (mg/m³)	AEGL-3 (mg/m³)
10 min	3,6	28	216
30 min	3,6	19	72
1 h	3,6	9,6	36
4 h	– [1)]	2,4	9,0
8 h	– [1)]	1,2	4,5

[1)] keine Empfehlung wegen unzureichender Datenlage

Die Anwendung von Unsicherheits- und Extrapolationsfaktoren ist im AEGL-Konzept klarer geregelt als im ERPG-Konzept. Der einzelne Gefahrstoff wird in der Gesamtheit seiner Beeinträchtigungs- und Schädigungsmöglichkeiten betrachtet.

Weder ERPG- noch AEGL-Werte besitzen den Charakter von definierten Grenzwerten; sie sind vielmehr als Referenzwerte (sogenannte Eingreifrichtwerte) für die nach einem Störfallereignis einzuleitenden Maßnahmen im Rahmen des Notfallschutzes zu betrachten /SFK 98/, /SFK 99/. Die AEGL-Werte dienen als Störfall-Konzentrationsleitwerte zur Ausfüllung der Störfallverordnung (12. BImSchV) bzw. – nach Europäischem Recht – der Richtlinie 96/82/EG („Seveso-II-Richtlinie“) /EUR 96/; sie werden zur Beurteilung der Auswirkungen von Störfallereignissen z. B. auf die umliegende Bevölkerung herangezogen und bilden die Planungsgrundlage für

- die sicherheitstechnische Auslegung von Anlagen,
- die betriebliche Alarm- und Gefahrenabwehrplanung, und
- die Katastrophenschutzplanung.

Das AEGL-Konzept stellt eine Weiterentwicklung des ERPG-Konzepts dar. Im Vergleich zum ERPG-Konzept, dessen Anwendung nur auf den betrieblichen Störfall ausgerichtet war und primär das Ziel verfolgte, den Nachbarschaftsschutz zu gewährleisten, sind in

das AEGL-Konzept als Notfallplanungskonzept alle betroffenen Personengruppen einbezogen. Die AEGL-Werte sollen sich auf die Allgemeinbevölkerung als Schutzgut beziehen und auch den Schutz empfindlicher Personengruppen einschließen. Der Schutz extrem empfindlicher Einzelpersonen kann allerdings nicht sicher gewährleistet werden /TLU 09/.

Literaturverzeichnis

/ABC 11/ ABC-News-Homepage: http://www.abc.net.au/news/stories/2009/08/02/2643394.htm.

/ADR 13/ Anlage zur Bekanntmachung der Neufassung der Anlagen A und B des Europäischen Übereinkommens vom 30. September 1957 über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR) in der ab dem 1. Januar 2011 geltenden Fassung, Anlageband zum Bundesgesetzblatt Teil II Nr. 34 vom 2. Dezember 2010, Anlage zur 22. ADR-Änderungsverordnung vom 31. August 2012, Anlageband zum Bundesgesetzblatt Teil II Nr. 27 vom 11. September 2012.

/AIH 06/ American Industrial Hygiene Association (AIHA), Emergency Response Planning (ERP) Committee: ERPG Procedures and Responsibilities; November 2006. http://www.aiha.org/insideaiha/volunteergroups/Documents/ERP-SOPs2006.pdf

/AIH 09/ American Industrial Hygiene Association (AIHA): Current AIHA ERPG Values, 2009. http://www.aiha.org/insideaiha/volunteergroups/Documents/ERP-erpglevels.pdf

/ARE 15/ Homepage der AREVA Nordamerika. http://us.areva.com/EN/home-3138/areva-inc-areva-tn-nuhoms-used-fuel-storage.html

/ATG 17/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz – AtG), "Atomgesetz in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), das zuletzt durch Artikel 2 Absatz 2 des Gesetzes vom 20. Juli 2017 (BGBl. I S. 2808) geändert worden ist".

/ATV 17/ Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (Atomrechtliche Verfahrensverordnung - AtVfV) vom 18.02.1977, Neugefasst durch Bek. v. 3.2.1995 (I 180), zuletzt geändert durch Art. 2 Abs. 20 G v. 20.7.2017 (I 2808).

/BER 04/ Bernd Bertsche und Gisbert Lechner: Zuverlässigkeit im Fahrzeug- und Maschinenbau; 3., überarbeitete und erweiterte Auflage; Springer Verlag; Berlin, Heidelberg, 2004; ISBN 3-540-20871-2.

/BFS 07/ Bundesamt für Strahlenschutz: Die Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) von 2007 – ICRP-Veröffentlichung 103 – Verabschiedet im März 2007. http://www.bfs.de/de/ion/ICRP_103_deutsch.pdf

/BFS 12/ Bundesamt für Strahlenschutz, Störfall-Leitfaden für Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (Rev. 1), Salzgitter, Juni 2012.

/BFS 14/ Berichtsreihe des BfS: Jahresbericht über die meldepflichtigen Ereignisse in den Anlagen der Kernbrennstoffver- und -entsorgung 2014, Jahresbericht VE 2014.

/BMI 76/ Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, 3.6: Richtlinie für den Schutz von Kernkraftwerken gegen Druckwellen aus chemischen Reaktionen durch Auslegung der Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Festigkeit und induzierter Schwingungen sowie durch Sicherheitsabstände vom 13. September 1976 (BAnz. 1976, Nr. 179), Stand 12/01.

/BMI 83/ Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, 3.33.1: Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung (Störfall-Leitlinien) vom 18. Oktober 1983 (BAnz. 1983, Nr. 245a); Stand 12/01.

/BMI 84/ Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, 3.49: Interpretationen zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke. Einzelfehlerkonzept – Grundsätze für die Anwendung des Einzelfehlerkriteriums vom 2. März 1984, Bekanntmachung des BMI vom 10. Mai 1984 (GMBl. 1984, Nr. 13, S. 208), Stand 12/84.

/BMU 91/ Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, 3.62: Richtlinie über Maßnahmen für den Schutz von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes und sonstigen kerntechnischen Einrichtungen gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen zugangsberechtigter Einzelpersonen vom 28. Januar 1991 (GMBl. 1991, Nr. 9, S. 228); BMU RS I 3, Stand 12/01.

/BMU 97/ Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, 3.74.1: Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland vom 18. August 1997 (BAnz. 1997, Nr. 232a), BMU RS I 2, Stand 12/98.

/BMU 99/ T. Grillenberger: Auswertung der Erfahrung mit der Trockenkonversion im Vergleich zu Nassverfahren für die Konversion von UF6 zu UO2-Pulver, BMU-1999-528, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, März 1998.

/BMU 00/ Sicherung von Zwischenlagern für bestrahlte Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren an Kernkraftwerksstandorten in Transport- und Lagerbehältern gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (Stand: 7. August 2000); BMU-Erlass vom 1. Dezember 2000, BMU RS I 3 – 14640 – 1/7 VS-NfD.

/BMU 04/ Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, 3.11: Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen von April 1997 und Juni 2004, BMU RS III 3 Stand 6/05.

/BMU 05/ Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, 1B-17.5: Zwölfte Verordnung zur Durchführung des Bundes-Immissionsschutzgesetzes (Störfallverordnung – 12. BImSchV) vom 26. April 2000 (BGBl. I 2000, Nr. 19, S. 603), Neufassung vom 8. Juni 2005 (BGBl. I 2005, Nr. 33, S. 1598).

/BMU 06/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (Atomrechtliche Verfahrensverordnung - AtVfV) in der Fassung der Bekanntmachung vom 3. Februar 1995 (BGBl. I S. 180), die zuletzt durch Artikel 4 des Gesetzes vom 9. Dezember 2006 (BGBl. I S. 2819) geändert worden ist.

/BMU 14/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit: „Übereinkommen über nukleare Sicherheit“, Bericht der Regierung der Bundesrepublik Deutschland für die Fünfte Überprüfungstagung im Mai 2015, August 2014.

/BMU 15/ Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Herausgeber: Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit, Druck und Vertrieb: Bundesamt für Strahlenschutz. (Und darin genannte Gesetzte / Verordnungen). Stand 10/15.

/BMU 18/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit: Handbuch über die Zusammenarbeit zwischen Bund und Ländern im Atomrecht. Stand Juni 2018

/BRA 02/ J. Braband: Methoden der Sicherheitsanalyse und ihre praktische Anwendung, Signal + Draht, Vol. 94, Issue 1+2 (2002), 9 - 13.

/BRD 14/ Grundgesetz für die Bundesrepublik Deutschland in der im Bundesgesetzblatt Teil III, Gliederungsnummer 100-1, veröffentlichten bereinigten Fassung, das zuletzt durch Artikel 1 des Gesetzes vom 23. Dezember 2014 (BGBl. I S. 2438) geändert worden ist.

/BUB 09/ Heiner Bubb: Menschliche Zuverlässigkeit, Technische Universität München, Fakultät für Maschinenwesen; Vorlesungsskript, Sommersemester 2009.

/BVG 78/ Bundesverfassungsgericht Bverf, Beschluss vom 8. August 1978, Az. 2 BvL 8/77 (Schneller Brüter, Kalkar I).

/BVG 97/ Bundesverwaltungsgericht (BVerwG): Urteile vom 22.01.1997, Az.: 11 C 7.95 und 11 C 8.95.

/BVG 08/ Bundesverwaltungsgericht (BVerwG): Urteil vom 10.04.2008, Az.: 7 C 39.07

/CHP 06/ U.S. Army Center for Health Promotion and Preventive Medicine: Basic Questions Regarding Acute Exposure Guideline Levels (AEGLs) in Emergency Planning and Response; February 2006. http://chppm-www.apgea.army.mil/chemicalagent/PDFFiles/USACHPP-MAEGLsBasicFacts2006.pdf

/CNS 94/ „Convention on Nuclear Safety (Übereinkommen über Nukleare Sicherheit)“, IAEA, Wien, Juni 1994.

/COY 15/ Homepage des Connecticut Yankee Kernkraftwerk. http://www.connyankee.com/html/fuel_storage.html

/DIN 10/ DIN EN ISO 12100 Sicherheit von Maschinen - Allgemeine Gestaltungsleitsätze – Risikobeurteilung und Risikominderung (ISO 12100:2010); Deutsche Fassung EN ISO 12100:2010.

/DOE 97/ U.S. Department of Energy: Hazard Categorization and Accident Analysis Techniques for Compliance with DOE Order 5480.23, Nuclear Safety Analysis Reports, DOE-STD-1027-92, December 1992, Change Notice No. 1: September 1997. www.hss.doe.gov/nuclearsafety/ns/techstds/standard/std1027/s1027cn1.pdf

/DOE 00/ U.S. Department of Energy: Airborne Release Fractions / Rates and Respirable Fractions for Nonreactor Nuclear Facilities. Volume 1 – Analysis of Experimental Data, DOE-HDBK-3010-94, December 1994, Change Notice No. 1: March 2000. http://homer.ornl.gov/nuclearsafety/ns/techstds/standard/hdbk3010/h3010v1.pdfhttp://homer.ornl.gov/nuclearsafety/ns/techstds/standard/hdbk3010/hdbk301094_cn.pdf

/DOE 04/ U.S. Department of Energy: Chemical Process Hazards Analysis; DOE-HDBK-1100-2004, August 2004. www.hss.doe.gov/nuclearsafety/ns/techstds/standard/hdbk1100/DOE-HDBK-1100-2004.pdf

/DOE 06/ U.S. Department of Energy: Preparation Guide for U.S. Department of Energy Nonreactor Nuclear Facility Documented Safety Analyses, DOE-STD-3009-94, July 1994, Change Notice No. 3: March 2006. www.hss.doe.gov/nuclearsafety/ns/techstds/standard/std3009/doe-std-3009-94_cn3_3-30-06.pdf

/DOL 09/ Klaus-Peter Dolde und Ulrich Waas: Konsequenzen aus dem Urteil des Bundesverwaltungsgerichts zum Standortzwischenlager Brunsbüttel für die Genehmigungspraxis, atw – International Journal for Nuclear Power, Jahrgang 54, Heft 7 (2009), 446-448.

/DUF 11/ Depleted UF6 Management Information Network. http://web.ead.anl.gov/uranium/guide/prodhand/sld011.cfm.

/DWM 15/ Darling Waste Management Facility. http://www.opg.com/generating-power/nuclear/nuclear-waste-management/Documents/DWMbrochure.pdf

/ENS 10/ European Nuclear Society, e-news Issue 28 Spring 2010. http://www.euronuclear.org/e-news/e-news-28/atc.htm.

/EPA 04/ U.S. Environmental Protection Agency: Acute Exposure Guideline Levels for Selected Airborne Chemicals – Volume 4, Appendix 5: Uranium Hexafluoride, The National Academies Press, Washington, D.C., 2004, ISBN 0-309-09147-0.http://www.epa.gov/oppt/aegl/pubs/tsd58.pdf

/EPA 08/ U.S. Environmental Protection Agency: AEGL Program, Letzte Aktualisierung der Webseite: 11. Dezember 2008. http://www.epa.gov/oppt/aegl/

/EPA 09/ U.S. Environmental Protection Agency: Final AEGLs, Stand: 2. Oktober 2009. http://www.epa.gov/oppt/aegl/pubs/compiled_aegls_100209.pdf

/ESK 13/ Entsorgungskommission, Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern, Empfehlung der ESK, Bonn, Revidierte Fassung vom 10.06.2013, www.entsorgungskommission.de

/ESK 14/ Entsorgungskommission, ESK-Leitlinien zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, 13.03.2014. www.entsorgungskommission.de

/EUR 96/ Richtlinie 96/82/EG des Rates vom 9. Dezember 1996 zur Beherrschung der Gefahren bei schweren Unfällen mit gefährlichen Stoffen (ABl. L 10 vom 14.01.1997, S. 13), zuletzt geändert durch Art. 2 der Verordnung Nr. 137/2008 des Europäischen Parlaments und des Rates vom 22. Oktober 2008 (ABl. L 311 vom 21.11.2008, S. 1).

/FRI 04/ S. Fricke, D. Rieck und J. Rumpf: Überprüfung von Prüfkonzepten für passive mechanische Komponenten von Leichtwasserreaktoren mit probabilistisch orientierten Rechenverfahren, BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2004-634, März 2004, ISSN 1612-6386. http://www.bmu.de/files/broschueren/faltblaetter/application/pdf/schriftenreihe_rs634.pdf

/FSV 12/ Fort St. Vrain Independent Spent Fuel Facility. https://idahocleanupproject.com/Portals/0/Documents/About%20Us/Factsheets/Factsheet_FSV_October_Web%5B1%5D.pdf.

/GEF 09/ Gefahrgutbeförderungsgesetz (GGBefG) in der Fassung der Bekanntmachung vom 29. September 1998 (BGBl. I S. 3114), das zuletzt durch das Gesetz vom 6. Juli 2009 (BGBl. I S. 1704) geändert worden ist.

/GEL 97/ P. de Gelder: Deterministic and Probabilistic Safety Analyses: To which extent are they complementary?, AVN-97/014; Topical Day on Safety Studies, SCK/CEN, Mol (Belgien), 10. Dezember 1997.

/GER 93/ David I. Gertman und Harold S. Blackman: Human Reliability and Safety Analysis Data Handbook; John Wiley & Sons, 1993, ISBN 0-471-59110-6.

/GGV 13/ Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße, mit Eisenbahnen und auf Binnengewässern (Gefahrgutverordnung Straße, Eisenbahn und Binnenschifffahrt - GGVSEB) in der Fassung der Bekanntmachung vom 22. Januar 2013 (BGBl. I S. 110).

/GNS 17/ GNS: Behälter, CASTOR, CASTOR V/19. http://www.gns.de/language=de/21523/castor-v-19

/GRS 90/ A.D. Swain: Comparative Evaluation of Methods for Human Reliability Analysis, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH; GRS-7, April 1990, ISBN 3-923875-21-5.

/GRS 92/ H. Liemersdorf, L. Sütterlin und W. Thomas: Störfallanalyse und Restrisiko-Ereignisse bei kerntechnischen Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufes; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH; GRS-A-1943, August 1992.

/GRS 94a/ K. Kotthoff: Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in kerntechnischen Einrichtungen. Benutzerhandbuch, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-111, Juni 1994, ISBN 3-923875-61-4.

/GRS 94b/ U. Hauptmanns, A. Kreuser und J. Peschke: Vorgehensweise bei der Behandlung von GVA, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2160, Juli 1994.

/GRS 94c/ O. Sträter und W. Preischl: Bewertung der Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2173, August 1994.

/GRS 95/ U. Hauptmanns und A. Kreuser: Gemeinsam verursachte Ausfälle, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2227, Januar 1995.

/GRS 97/ W. Mainka, W. Mester, E. F. Moser: „Besondere Vorkommnisse in ausländischen Wiederaufarbeitungsanlagen im Zeitraum 1995 – 1996“, GRS-A-2493, Dezember 1997.

/GRS 15/ W. Mester, F. E. Moser: „Besondere Vorkommnisse in ausländischen Kernbrennstoffversorgungsanlagen und Forschungszentren im Zeitraum 2013 – 2014“, GRS-A-3811, und vorangegangene Berichte.

/HEN 95/ Wilfried Hennings, Johannes Mertens und Bernhard Reer: Methodik der Risikoanalyse für Kernkraftwerke. Eine bewertende Bestandsaufnahme, vdf Hochschulverlag AG, Zürich, 1995, ISBN 3-7281-2179-7.

/HYA 03/ Nigel Hyatt: Guidelines for Process Hazard Analysis, Hazard Identification & Risk Analysis, Dyadem Press 2003, Co-published and distributed by CRC Press, ISBN 0-8493-1909-9.

/IAE 90/ International Atomic Energy Agency: Human Error Classification and Data Collection, IAEA-TECDOC-538, January 1990.
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_538_web.pdf

/IAE 92/ International Atomic Energy Agency: Procedures for conducting common cause failure analysis in probabilistic safety assessment, IAEA-TECDOC-648, May 1992.
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_648_web.pdf

/IAE 93/ International Atomic Energy Agency: Use of probabilistic safety assessment for nuclear installations with large inventory of radioactive material, IAEA-TECDOC-711, June 1993.

/IAE 96/ International Atomic Energy Agency: Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 3): Off-Site Consequences and Estimation of Risks to the Public: A Safety Practice, IAEA Safety Series No. 50-P-12, November 1996.

/IAE 98/ International Atomic Energy Agency: Collection and classification of human reliability data for use in probabilistic safety assessments, IAEA-TECDOC-1048, October 1998.
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1048_prn.pdf

/IAE 02/ International Atomic Energy Agency: Procedures for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor facilities, IAEA-TECDOC-1267, January 2002.
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1267_prn.pdf

/IAE 08a/ International Atomic Energy Agency: INES – The International Nuclear and Radiological Event Scale, IAEA Information Series No. 08-26941/E, 2008. http://www.iaea.org/Publications/Factsheets/English/ines.pdf

/IAE 08b/ International Atomic Energy Agency: Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-5, November 2008.
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1336_web.pdf

/IAE 08c/ IAEA: Storage and Disposal of Spent Fuel and High Level Radioactive Waste. https://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC50/GC50InfDocuments/English/gc50inf-3-att5_en.pdf

/IAE 09a/ IAEA: Nuclear Fuel Cycle Information System,
A Directory of Nuclear Fuel Cycle Facilities, 2009 Edition, IAEA-TECDOC-1613.
http://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/te_1613_web.pdf.

/IAE 09b/ International Atomic Energy Agency: INES – The International Nuclear and Radiological Event Scale. User's Manual, 2008 Edition, May 2009.
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/INES-2009_web.pdf

/IAE 12/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2012 Edition, Safety Standards, No. SSR-6, 2012.

/IAE 17/ International Atomic Energy Agency: Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, IAEA Specific Safety Requirements SSR-4 (2017) ISBN:978-92-0-103917-0. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1791_web.pdf

/ICR 91/ International Commission on Radiological Protection: 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60, Pergamon Press, Oxford, 1991.

/ICR 92/ International Commission on Radiation Units and Measurements: Phantoms and Computational Models in Therapy, Diagnosis and Protection, ICRU Report 48, 1992.

/ICR 07/ International Commission on Radiological Protection: 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Pergamon Press, Oxford, 2007. http://www.icrp.org/docs/ICRP_Publication_103-Annals_of_the_ICRP_37(2-4)-Free_extract.pdf

/ILK 05/ Internationale Länderkommission Kerntechnik (ILK) der Bundesländer Baden-Württemberg, Bayern und Hessen: ILK-Stellungnahme zu Anforderungen bei Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall der Schnellabschaltung (ATWS), Bericht Nr. ILK-20 D, März 2005. http://www.ilk-online.org/download/de/ilk-20_de.pdf

/KCH 13/ Homepage Kernenergie.ch. https://www.kernenergie.ch/de/uran-und-radioaktivitaet/rohstoff-uran-vorkommen-abbau.html

/KER 19/ Homepage Kernfragen.de. http://www.kernfragen.de/lexikon

/KGG 19/ Homepage des Kernkraftwerk Gundremmingen. http://www.kkw-gundremmingen.de/kkw_e1.php

/KIR 94/ Barry Kirwan: A Guide to Practical Human Reliability Assessment, Taylor & Francis, London, 1994, ISBN 0-7484-0111-3.

/KIR 97/ B. Kirwan, G. Basra und S.E. Taylor-Adams: CORE-DATA: A Computerised Human Error Database for Human Reliability Support, In: Global Perpectives of Human Factors in Power Generation. Proceedings of the 1997 IEEE Sixth Conference on Human Factors and Power Plants, Edited by D.I. Gertman, D.L. Schurman, and H.S. Blackman, Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE), 1997, ISBN 0-7803-3769-7. http://ieeexplore.ieee.org/xpl/tocresult.jsp?isnumber=13600&isYear=1997

/KRI 07/ Hanno Krieger: Grundlagen der Strahlungsphysik und des Strahlenschutzes, 2., überarbeitete und erweiterte Auflage, B.G. Teubner Verlag, Wiesbaden, 2007, ISBN 3-8351-0199-4.

/KTA 89/ Kerntechnischer Ausschuss, Bericht KTA-GS-58, „Sicherheitstechnische Grundbegriffe“, Dezember 1989.

/KTA 09/ Kerntechnischer Ausschuss: Begriffe-Sammlung, KTA-GS-12, Januar 2009. http://www.kta-gs.de/d/versch/bgs_2009.pdf

/KUM 80/ Karl Kummerer: Werkstoffe der Kerntechnik, Verlag G. Braun, Karlsruhe, 1980.

/MOC 01/ E. Moch, T. Stephan: „Entwicklung von Arbeitshilfen zur Erstellung und Prüfung des Konzeptes zur Verhinderung von Störfällen, Umweltforschungsplan des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Abschlussbericht zum FE-Vorhaben 299 48 324“, RWTÜV Anlagentechnik GmbH, August 2001.

/MOU 14/ M. Moutarde (IRSN): French back end of the fuel cycle: reprocessing, ETSON JSP Workshop, Finland, August 25 - 29, 2014.

/NAR 01/ Karl Heinrich Lieser: Nuclear and Radiochemistry, Wiley-VCH, 2nd Edition, 2001.

/NEA 04/ OECD/NEA: CSNI Technical Opinion Paper No. 6: PSA-based Event Analysis, NEA No. 4409, 2004, ISBN 92-64-02091-8. http://www.oecdnea.org/html/nsd/reports/2004/nea4409-PSA.pdf

/NRC 81/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Fault Tree Handbook, NUREG-0492, January 1981. http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr0492/sr0492.pdf

/NRC 83/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278, August 1983.

/NRC 84a/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Maintenance Personnel Performance Simulation (MAPPS) Model: Summary Description, NUREG/CR-3626, Vol. 1, May 1984.

/NRC 84b/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Maintenance Personnel Performance Simulation (MAPPS) Model: Description of Model Content, Structure, and Sensitivity Testing, NUREG/CR-3626, Vol. 2, December 1984.

/NRC 87/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure, NUREG/CR-4772, February 1987. http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/6370593-0eXswa/6370593.pdf

/NRC 88a/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies: Procedural Framework and Examples, NUREG/CR-4780, Vol. 1, January 1988.

/NRC 88b/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: A Regulatory Analysis on Emergency Preparedness for Fuel Cycle and Other Radioactive Material Licensees, NUREG-1140, January 1988. http://www.osti.gov/energycitations/servlets/purl/5695942-gfcoY7/5695942.pdf

/NRC 96/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: A Technique for Human Error Analysis (ATHEANA), NUREG/CR-6350, May 1996. http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/249298-QifjaL/webviewable/249298.pdf

/NRC 98/ „Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook“, NUREG/CR-6410, im Auftrag der Division of Fuel Cycle Safety and Safeguards, Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, U.S. Nuclear Regulatory Commission, März 1998.

/NRC 00/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Technical Basis and Implementation Guidelines for a Technique for Human Event Analysis (ATHEANA), Rev. 1, NUREG-1624, May 2000.

/NRC 05/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Good Practices for Implementing Human Reliability Analysis (HRA), NUREG-1792, April 2005. http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1792/

/NRC 14/ National Report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. Report of the Czech Republic for the Fifth Review Meeting in July 2014.

/OEC 05/ OECD/NEA: The Safety of the Nuclear Fuel Cycle, NEA No. 3588; 2005.

/POL 04/ L.M. Polizzi, K.R. O'Kula und D.C. Thoman: Leak Path Factor Evaluation Methodology for Nonreactor Nuclear Facilities, WSRC-MS-2004-00215, Washington Safety Management Solutions LLC, Aiken, South Carolina, 2004. http://sti.srs.gov/fulltext/ms2004215/ms2004215.pdf

/RAS 83/ J. Rasmussen: Skills, Rules and Knowledge, Signals, Signs and Symbols, and Other Distinctions in Human Performance Models, In: IEEE Transactions On Systems, Man and Cybernetics, Vol. SMC-13, No. 3, May/June 1983, S. 257-266.

/RAU 08/ Joachim Rauchfuß: Systemsicherheit und -zuverlässigkeit, Technische Fachhochschule Berlin, Fachbereich Informatik und Medien, Vorlesungsskript, Sommersemester 2008.

/REA 90/ James Reason: Human Error, Cambridge University Press, New York, 1990, ISBN 0-521-31419-4.

/RID 12/ Neufassung der Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter (RID) in der seit dem 1. Januar 2007 geltenden Fassung, Anlageband zum Bundesgesetzblatt Teil II Nr. 12 vom 5. Juni 2008, Anlage zur 17. RID-Änderungsverordnung vom 9. November 2012, Anlageband zum Bundesgesetzblatt Teil II Nr. 35 vom 21. November 2012.

/RIE 58/ Riezler, Walcher: Kerntechnik, Teubner Verlagsgesellschaft, 1958.

/RSK 96/ Reaktorsicherheitskommission: RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Dritte Ausgabe vom 14. Oktober 1981 mit Änderungen vom 15. November 1996. http://www.rskonline.de/downloads/8110dwr.pdf

/RSK 98/ Empfehlung der RSK: „Periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für deutsche Kraftwerke – Durchführung der PSÜ“, Dezember 1998.

/RSK 02/ Reaktorsicherheitskommission: Sicherheit deutscher Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente in Lagerbehältern bei gezieltem Absturz von Großflugzeugen, Stellungnahme der RSK, Bonn, 11. Juli 2002. http://www.rskonline.de/downloads/flabzwilag.pdf

/RSK 05a/ Reaktorsicherheitskommission: Einstufung von VO-Ereignissen in die Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts und Konzept zur Neubestimmung von Vorsorgemaßnahmen (VM), Stellungnahme der RSK, Bonn, 6. Oktober 2005. http://www.rskonline.de/downloads/snvovm.pdf

/RSK 05b/ Reaktorsicherheitskommission: Gestaffeltes Sicherheitskonzept, Empfehlung der RSK, Bonn, 8. September 2005. http://www.rskonline.de/downloads/sicherheitskonzept.pdf

/RSK 08/ Reaktorsicherheitskommission: Leitfaden für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen, Empfehlung der RSK, Bonn, 14./15. Oktober 2008. http://www.rskonline.de/downloads/empfereignisanalysen.pdf

/SAL 02/ Kenneth P. LaSala: A Practical Guide to Developing Reliable Human-Machine Systems and Processes, Reliability Analysis Center, Rome, New York, 2002, ISBN 0-9712853-8-1.

/SCH 09/ Christopher M. Schlick: Ergonomie und Mensch-Maschine-Systeme, Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen, Fakultät für Maschinenwesen, Vorlesungsskript, Sommersemester 2009.

/SEN 17/ Florence-Nathalie Sentuc et al.: Das neue Strahlenschutzgesetz und mögliche Konsequenzen, GRS Fachgespräch 08. und 09.05.2017

/SFK 98/ Störfall-Kommission beim Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Teilbericht: Zusammenstellung und Interpretation der bisher bekannten lufthygienischen Grenz-, Richt-, Orientierungs- und Toxizitätswerte, SFK-GS-17, verabschiedet auf der 5. Sitzung der SFK am 10. Oktober 1998. http://www.sfk-taa.de/publikationen/sfk/sfk_gs_17.pdf

/SFK 99/ Störfall-Kommission beim Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Bericht: Konzept zur Begründung der Konzentrationsleitwerte im Störfall des Arbeitskreises Schadstoffe (Luft) der SFK, SFK-GS-28, verabschiedet auf der 31. Sitzung der SFK am 12. Oktober 1999. http://www.sfk-taa.de/publikationen/sfk/sfk_gs_28.pdf

/SGB 15/ Strafgesetzbuch in der Fassung der Bekanntmachung vom 13. November 1998 (BGBl. I S. 3322), das zuletzt durch Artikel 14 Nummer 10 des Gesetzes vom 20. Oktober 2015 (BGBl. I S. 1722) geändert worden ist.

/SSK 15/ SSK, Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen – Empfehlung der Strahlenschutzkommission, Verabschiedet in der 274. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 19./20. Februar 2015. http://www.ssk.de/SharedDocs/Beratungsergebnisse_PDF/2015/Rahmenempfehlungen_Katastrophenschutz.pdf?__blob=publicationFile

/SSV 08/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38, S. 1714), zuletzt geändert durch Art. 2 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl. I 2008, Nr. 40, S. 1793).

/STE 97/ Mark G. Stewart und Robert E. Melchers: Probabilistic Risk Assessment of Engineering Systems, Chapman & Hall, London, 1997, ISBN 0-412-80570-7.

/STÖ 15/ Störfall-Verordnung in der Fassung der Bekanntmachung vom 8. Juni 2005 (BGBl. I S. 1598), die zuletzt durch Artikel 79 der Verordnung vom 31. August 2015 (BGBl. I S. 1474) geändert worden ist.

/STR 14/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459), zuletzt geändert durch Artikel 5 der Verordnung vom 11. Dezember 2014 (BGBl. I S. 2014).

/STR 17/ Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz – StrlSchG) vom 12. Mai 2017.

/SWA 63/ A.D. Swain: Method for performing a human-factors reliability analysis, Monograph SCR-685, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, 1963.

/TAY 95/ S.E. Taylor-Adams und B. Kirwan: Human Reliability Data Requirements, International Journal of Quality and Reliability Management, Vol. 12, Issue 1 (1995), 24-46.

/TLU 09/ Thüringer Landesamt für Umwelt und Geologie: Beurteilungswerte und Beurteilungskriterien.
http://www.tlug-jena.de/imperia/md/content/tlug/abt4/chemikalien/beurteilungswerte_beurteilungskriterien.pdf

/TNF 96/ P.D. Wilson: The Nuclear Fuel Cycle from Ore to Waste, Oxford University Press, 1996.

/TRA 01/ S.R. Trammell und B.J. Davis: Using a modified HazOp / FMEA technology for assessing system risk, Proceedings of the 2nd International Workshop on Engineering Management for Applied Technology (EMAT), 2001, S. 47-53, ISBN 0-7695-1324-7. http://ieeexplore.ieee.org/xpl/tocresult.jsp?isnumber=21375&isYear=2001

/UXC 15/ Homepage der Ux Consulting Company LLC, https://www.uxc.com/p/fuelcycle/uranium/uxc_UProdChart.aspx.

/VOG 07/ Hans-Gerrit Vogt und Heinrich Schultz: Grundzüge des praktischen Strahlenschutzes, 4., aktualisierte Auflage, Carl Hanser Verlag, München, Wien, 2007, ISBN 3-446-40978-5.

/WEH 14/ M. Wehrfritz: Back End of the Nuclear Fuel Cycle, ETSON JSP Summer Workshop 25.-29. August 2014, Espoo, Finland.

/WEI 03/ Leopold Weil: Charakterisierung der Risiken der Kernenergienutzung, Habilitationsschrift, Fakultät für Maschinenwesen, Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen, 22. Juli 2003.

/WEI 09/ L. Weil und H.P. Berg: Internationaler Entwicklungsstand bei der Probabilistischen Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken, Fachvortrag im Rahmen der 73. Jahrestagung der Deutschen Physikalischen Gesellschaft (DPG), Fachsitzung des Arbeitskreises Energie (AKE), Hamburg, 2.-6. März 2009. http://www.uni-saarland.de/fak7/fze/AKE_Archiv/DPG2009-AKE_Hamburg/

/WIL86/ J.C. Williams: HEART – A proposed method for assessing and reducing human error, Proceedings of the 9th Advances in Reliability Technology Symposium, University of Bradford (UK), 1986.

/WIL88/ J.C. Williams: A data-based method for assessing and reducing human error to improve operational performance, Proceedings of the IEEE 4th Conference on Human Factors and Power Plants, 1988, S. 436-450. http://ieeexplore.ieee.org/xpl/tocresult.jsp?isnumber=1061&isYear=1988

/WNA 16/ Homepage der World Nuclear Association (WNA), Information Library, Nuclear Fuel Cycle, http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle.aspx.

/WNN 11/ Homepage der World Nuclear News. http://www.world-nuclear-news.org/ENF-Continued_growth_in_uranium_production-0305114.html

Literaturverzeichnis Anhänge

/AERB 10/ Atomic Energy Regulatory Board of India (AERB): Renewal of Licence for Operation of Nuclear Fuel Cycle Facilities other than Nuclear Power Plants and Research Reactors. Hrsg.: Government of India, AERB Safety Guidelines, AERB/FE&BE-FCF/SG-1: Mumbai (India), September 2010.

/AME 08/ American Institute of Chemical Engineers: Guidelines for hazard evaluation procedures. 3. Aufl., 542 S., ISBN 978-0-471-97815-2, Wiley: Hoboken, N.J., 2008.

/ANVS 14/ Authority for Nuclear Safety and Radiation Protection (ANVS): Report to the European Commission on the implementation of Council Directive 2009/71/Euratom, amended by the Council Directive 2014/87/Euratom of 8 July 2014.pdf, 2nd National Report of the Kingdom of the Netherlands as required under Article 9.1. 2014.

/ARP 20/ Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency (ARPANSA): DRAFT Regulatory Guide: Safety Analysis Report for Controlled Facilities. Government agency, erreichbar unter https://www.arpansa.gov.au/sites/default/files/draft_regulatory_guide_-_safety_analysis_report_for_controlled_facilities.docx, abgerufen am 28. Dezember 2022.

/BAU 07/ Baudoin, M.: The periodic safety review of nuclear fuel cycle plants - Periodic safety review of French fuel cycle facilities. IAEA, International Nuclear Information System (INIS), NEA-WGFCS-CONF—2007-10, 2007.

/BMJ 22/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz, AtG) zuletzt geändert 4. Dezember 2022 (BGBl. Jahrgang 2022 Teil I Nr. 48 S. 2153).

/BMU 97/ Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland in der Fassung vom 1996-12 (BAnz. 1997, Nr. 232a), zuletzt geändert 18. August 1997.

/BMU 13/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Stellungnahme der Entsorgungskommission vom 14.03.2013 (ESK-Stresstest), ESK Stresstest für Anlagen und Einrichtungen der Ver- und Entsorgung in Deutschland Teil 1: Anlagen der Brennstoffversorgung, Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, Anlagen zur Behandlung bestrahlter Brennelemente. 207 S., März 2013.

/BMU 14/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Empfehlung der Entsorgungskommission vom 13.03.2014, ESK-Leitlinien zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle. 11 S., März 2014.

/BMUV 97/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Verbraucherschutz (BMUV): Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, RS-Handbuch Kap. 3-74.1, Stand 12/98. BMUV S III 2, 18. August 1997.

/BMUV 98/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Verbraucherschutz (BMUV): Bekanntmachung des Leitfadens Deterministische Sicherungsanalyse zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, RS-Handbuch Kap. 3-74.2, Stand 12/98. BMUV S III 2, 6 S., 1998.

/BMUV 05a/Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Verbraucherschutz (BMUV): Bekanntmachung des Leitfadens zur Durchführung der „Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse –“für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, RS-Handbuch Kap. 3-74.3, Stand 12/05. BMUV S III 2, 12 S., 2005.

/BMUV 05b/Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Verbraucherschutz (BMUV): Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen vom April 1997 und Juni 2004, RS-Handbuch Kap. 3-11, Stand 06/05. BMUV S III 2, 58 S., 2005.

/BMUV 14/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Verbraucherschutz (BMUV): Leitlinien der Entsorgungskommission zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, BAnz AT 23.09.2014 B1. BMUV S III 2, 2014.

/BUN 18/ Bundesministerium des Inneren/Bundesverwaltungsamt: Handbuch für Organisationsuntersuchungen und Personalbedarfsermittlung, pdf-Arbeitsversion. 2018.

/BVE 85/ Bundesverwaltungsgericht (BVerwG): Urt. v. 19.12.1985, Az.: BVerwG 7 C 65.82 "Wyhl-Entscheidung". 19. Dezember 1985.

/CNC 20/ CNCAN Romania (Hrsg.): National Report as required by Article 9.1 of the Council Directive 2009/71 EURATOM, as amended by Council Directive 2014. Bucharest, 2020.

/CSN 10/ Consejo de Seguridad Nuclear (CSN): The Nuclear Safety Council’s Instruction IS-26, of 16th June 2010, on basic nuclear safety requirements applicable to nuclear installations. 2010.

/CSN 17/ Consejo de Seguridad Nuclear (CSN): Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares, Guía de Seguridad 1.10 (Rev. 2). Madrid, 2017.

/CSN 20/ Consejo de Seguridad Nuclear (CSN): Nuclear Safety Council Report to the Parliament 2020, Summary Report. 1576-5237, 2020.

/CSN 22/ Consejo de Seguridad Nuclear (CSN): Periodic Safety Reviews. 2022.

/ENV 93/ Environmental Protection Agency, USA, Office of Pollution Prevention and Toxics: Reference Guide to Pollution Prevention Resources. Washington D.C., 1993.

/ESK 21/ Entsorgungskommission (ESK): Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Empfehlung der Entsorgungskommission. 37 S., 2021.

/FAN 19/ Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle / Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, (FANC/AFCN) (Hrsg.): 8th meeting of the contracting parties to the convention on nuclear safety, NATIONAL REPORT. KINGDOM OF BELGIUM: Belgium, August 2019.

/FAN 22/ Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle / Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, (FANC/AFCN): Königlicher Erlass vom 3. Juli 2022 zur Aufhebung des Königlichen Erlasses vom 12. Dezember 2012 zur Anerkennung von FBFC International als Betreiber einer Kernanlage, Entzug der Anerkennung von FBFC International als Betreiber einer kerntechnischen Anlage. Hrsg.: JURION, Rechtsdatenbank zu ionisierender Strahlung, erreichbar unter https://www.jurion.fanc.fgov.be/jurdb-consult/consultatieLink?wettekstId=32110&appLang=nl&wettekstLang=nl, abgerufen am 4. Januar 2023.

/GRS 13/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS): Probabilistische Sicherheitsanalysen für Anlagen der Brennlelemntefertigung und Anreicherung: Exemplarische Analyse eines repräsentativen Teilprozesses der Brennelementefertigung, Abschlussbericht zum Vorhaben 3610R03350, GRS-A-3702. 2013.

/GRS 19/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Handbuch zur Störfallanalyse von nuklearen Ver- und Entsorgungseinrichtungen, Teil B - Physikalisch-chemische Grundlagen der Störfallanalyse. GRS-508, ISBN 978-3-946607-93-9: Garching b. München, Juli 2019.

/GRS 25/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Handbuch zur Störfallanalyse von nuklearen Ver- und Entsorgungseinrichtungen, Teil D - Exemplarische Anwendung der Störfallanalyse auf Einrichtungen der nuklearen Ver- und Entsorgung. GRS-510, ISBN 978-3-946607-95-3, Oktober 2025.

/IAEA 13/ IAEA, International Atomic Energy Agency: Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide No. SSG-25. Wien, 2013.

/IAEA 16/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety of nuclear power plants : commissioning and operation. IAEA Safety Standards Series, SSR-2/2 (Rev. 1), 71 S., Februar 2016.

/IAEA 17/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities, Specific Safety Requirements, No. SSR-4. SSR-4: Vienna, 2017.

/IAEA 19/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Country Nuclear Power Profiles, The Netherlands, 2019. 2019.

/IEA 14/ International Energy Agency (IEA): Energy Policies of IEA Countries, The Netherlands. 2014.

/IENM 16/ Ministry of Infrastructure and the Environment (IENM): National Report of the Kingdom of the Netherlands for the Seventh Review Meeting of the Convention on Nuclear Safety (CNS). Den Haag, Netherlands, August 2016.

/JNES 13/ Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES): Operational Status of Nuclear Facilities in Japan, Edition 2013. Dezember 2013.

/NEA 13/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Safety Assessment of Fuel Cycle Facilities – Regulatory Approaches and Industry Perspectives, OECD/NEA Workshop, Toronto, Canada, Nuclear Safety. NEA/CSNI/R(2012)4, Juli 2013.

/NEA 17/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): Nuclear Legislation in OECD and NEA Countries: Japan, Regulatory and Institutional Framework for Nuclear Activities. 2017.

/NRC 98/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) (Hrsg.): NUREG/CR-6410 NuclearFuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook. 1998.

/NRC 99/ Nuclear Regulatory Commission (NRC): Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook. NUREG/CR-6410, 1999.

/ONR 19/ Office for Nuclear Regulation (ONR), Great Britain: Licence compliance inspection - LC15 (Periodic Review) - Sellafield - Special Nuclear Materials (North). Office for Nuclear Regulation (ONR), LC numbers: 15, IR-Number: 19-073: Sellafield, August 2019.

/ONR 22/ Office for Nuclear Regulation (ONR), Great Britain: Nuclear Safety Technical Assessment Guide, Periodic Safety Review (PSR). Office for Nuclear Regulation (ONR), NS-TAST-GD-050 Issue 8.1, Dezember 2022.

/PRE 21/ Preussen Elektra: Kernkraftwerk Isar 2, Stilllegung und Abbau, Kurzbeschreibung. 38 S., 2021.

/REU 09/ Richtlinie 2009/71/Euratom des Rates vom 25. Juni 2009 über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen (2009/71/Euratom) zuletzt geändert 2. Juli 2009 (Amtsblatt der Europäischen Union, L 172/18 DE).

/REU 14/ Richtlinie 2014/87/Euratom des Rates vom 8. Juli 2014 zur Änderung der Richtlinie 2009/71/Euratom über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen (2014/87/Euratom) zuletzt geändert 25. Juli 2014 (Amtsblatt der Europäischen Union L 219/42 DE).

/RIE 22/ Riegert, B.: Atomkraft in der EU. Hrsg.: Deutsche Welle Akademie, Stand vom 8. August 2022, erreichbar unter https://www.dw.com/de/atomenergie-in-der-eu-wer-macht-was/a-62707138, abgerufen am 3. Januar 2022.

/RSK 14/ Reaktorsicherheitskommission (RSK): Leitfaden für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen, RSK, 470. Sitzung. 10 S., November 2014.

/TYL 85/ Tyler, B. J., UMIST, D. o. C. (Hrsg.): Using the Mond Index to measure Inherent Hazards, The Mond Index can be used at the early stages of process development and design as well as an indes of inherent safety. Plant/Operations Progress, Vol. 4, No. 3, 1985.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 1.1 Übersicht des nuklearen Brennstoffkreislaufs mit Hervorhebung der Ver- und Entsorgungsprozesse 1

Abb. 1.2 Weltweite Uranproduktion von 1990 bis 2008 nach Ländern (Quelle: Ux Consulting Company LLC, /UXC 15/) 4

Abb. 1.3 Entwicklung von Produktion und Nachfrage von Uran von 1945 bis 2012 (Quelle: World Nuclear Association, /WNA 16/) 5

Abb. 1.4 Yellow Cake (Quelle: World Nuclear News, /WNN 11/) 9

Abb. 1.5 Schematische Darstellung einer Gegenstromextraktionsanlage zur Gewinnung von gereinigter Uranylnitratlösung (Quelle: Depleted UF_6 Management Information Network /DUF 11/) 10

Abb. 1.6 Schematische Darstellung eines Trennelements mit den Definitionen der Trennfaktoren 13

Abb. 1.7 Urantrennarbeit als Funktion der erzielten Anreicherung (Quelle: World Nuclear Association, /WNA 16/) 14

Abb. 1.8 UTA pro Tonne Ausgangsprodukt (Feed) über die Zielanreicherung (Quelle: World Nuclear Association, /WNA 16/) 15

Abb. 1.9 Schematische Darstellung der Anreicherung mittels Gaszentrifugenverfahren: Gegenstromgaszentrifuge (links) und Aufbau einer Trennkaskade (rechts) (Quelle: Kernfragen.de, /KER 19/) 16

Abb. 1.10 Schematische Darstellung einer Diffusionszelle und die Wege des Prozessgases (Quelle: Kernfragen.de, /KER 19/) 17

Abb. 1.11 Uranpellets typischer Größe (Quelle: Kernenergie.ch, /KCH 13/) 24

Abb. 1.12 Voraussichtliche Entwicklung des Brennelementaufkommens (Quelle: IAEA, /IAE 09a/) 30

Abb. 1.13 Lagerbecken für bestrahlte Brennelemente; linkes Bild: Wiederaufarbeitungsanlage La Hague /MOU 14/; rechtes Bild: Zwischenlager CLAB (Quelle: IAEA, /IAE 08c/) 34

Abb. 1.14 Behälter CASTOR V/52 - Modell (linkes Bild) /GNS 17/ und bei der Unter-Wasser-Beladung (rechtes Bild) (Quelle: Kernkraftwerk Grundremmingen, /KGG 19/) 36

Abb. 1.15 Lagerhalle mit CASTOR-Behältern im ISFSF Dukovany (linkes Bild) /NRC 14/ und Lagerbehälter in der Connecticut Yankee Independent

Spent Fuel Storage Installation (rechtes Bild) (Quelle: Connecticut Yankee Kernkraftwerk, /COY 15/) 37

Abb. 1.16 Dry Storage Container (DSC) von Ontario Power Generation in einer Lageranordnung (linkes Bild) und im Längsschnitt (rechtes Bild) (Quelle: Darling Waste Management Facility, /DWM 15/) 38

Abb. 1.17 Beladung eines NUHOMS Trockenlagermoduls im Modell (Quelle: AREVA Nordamerika, /ARE 15/) 39

Abb. 1.18 MVDS-Trockenlager für bestrahlte Brennelemente in Fort St. Vrain: Außenansicht der Anlage (linkes Bild) und Lagerhalle mit Lagerzellen (rechtes Bild) (Quelle: Fort St. Vrain Independent Spent Fuel Facility, /FSV 12/) 40

Abb. 1.19 Geplantes ATC-Trockenlager in Villar de Canas: Konzeptstudie der Anlage (linkes Bild) und Längsschnitt durch die Anlage (rechtes Bild) (Quelle: European Nuclear Society, /ENS 10/) 41

Abb. 2.1 Kerntechnische Regelwerkspyramide (Quelle: BMU, /BMU 18/) 51

Abb. 2.2 Organisation des Genehmigungsverfahrens 58

Abb. 3.1 Beispiel eines Ereignisbaums; auslösendes Ereignis: Entstehungsbrand (Quelle: 73. Jahrestagung der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, /WEI 09/) 126

Abb. 3.2 Beispiel eines Ereignisbaums; auslösendes Ereignis: Ausfall der Drucküberwachung im Behälter eines chemischen Reaktors 127

Abb. 3.3 Beispiel eines Fehlerbaums; Top-Ereignis: Druckabfall an einer Pumpe 128

Abb. 3.4 Ablaufschema einer Ereignisanalyse nach /RSK 08/ (Quelle: Reaktorsicherheitskommission) 141

Abb. 3.5 Kaskadierte Regulationsebenen menschlicher Leistung – Drei-Ebenen-Modell von Rasmussen zur Klassifizierung von Personalhandlungen (Quelle: Vorlesungsskript der Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen, Fakultät für Maschinenwesen, /SCH 09/) 143

Abb. 3.6 Fehlhandlungskategorien nach Reason (Quelle: James Reason, /REA 90/) 145

Abb. 3.7 Qualitätsfaktor Q als Funktion des linearen Energieübertragungsvermögens L in Wasser nach /ICR 91/ (Quelle: ICRP) 153

Abb. 3.8 Vorgehen zur Bewertung der radiologischen Auswirkungen nach (Quelle: IAEA, /IAE 96/)..... 160

Abb. 3.9 Typische 3x3-Risikomatrix nach (Quelle: DOE, /DOE 06/) 163

Abb. 3.10 Beispiel einer verfeinerten 6x4-Risikomatrix 164

Abb. 3.11 Klassifizierung der AEGL-Werte nach Effekt-Schweregraden nach (Quelle: U.S. Army Center for Health Promotion and Preventive Medicine, /CHP 06/)..... 166

Abbildungsverzeichnis Anhang C

Abb. C.1 Modell eines ordnungsgemäß befüllten UF_6-Zylinders 264

Tabellenverzeichnis

Tab. 1.1 Übersicht über die weltweiten Uranvorkommen Stand 2013 /WNA 16/ 3

Tab. 1.2 Weltweite Uranproduktion aus Minen im Jahr 2014 in Mg /WNA 16/ 4

Tab. 1.3 Die zehn größten Uranminen der Welt und ihre Uranproduktion in [Mg/a], Stand 2010 /WNA 16/ 6

Tab. 1.4 Die fünf größten Betreiber von Konversionsanlagen und ihre Jahresproduktion 2015 /WNA 16/ 11

Tab. 1.5 Eine Übersicht über die derzeitig angewendeten Anreicherungsverfahren /WNA 16/ 12

Tab. 1.6 Jahresproduktionen der weltweit größten Uranproduzenten /WNA 16/ 20

Tab. 1.7 Vergleich der genehmigten Lagerzeiten von Trockenlagern von bestrahlten Brennelementen in ausgewählten Staaten /WEH 14/ 35

Tab. 1.8 Übersicht der weltweiten Wiederaufarbeitungskapazitäten, Stand 2016 /WNA 16/ 44

Tab. 1.9 Auslegungsanforderungen für Versandstücke 49

Tab. 2.1 Bewertungsskala nach INES 65

Tab. 2.2 Konsequenzen der Unterschreitung von Störfallschwellen nach Strahlenschutzverordnung 70

Tab. 2.3 Begriffe für Anlagenzustände - gesetzliche Definitionen und Vorschläge des KTA 88

Tab. 3.1 Gestaffelte Sicherheitsebenen nach /IAE 08b/ 99

Tab. 3.2 Zuordnung der Ereigniskategorien zu den Sicherheitsebenen /ILK 05/, /RSK 05b/ 104

Tab. 3.3 Menschliche Fehlerwahrscheinlichkeiten in Kernkraftwerken /NRC 83/ 148

Tab. 3.4 ERPG-Werte für UF_6, UO_2 und UO_3 /AIH09/ 165

Tab. 3.5 AEGL-Werte für UF_6 /EPA 04/, /EPA 09/ 167

Tabellenverzeichnis Anhang A

Tab. A.1 What-If: Funktion: Ermittlung des Befüllungsgrades Behälter beim Wiegevorgang über eine Messung des Gesamtgewichtes 232

Tabellenverzeichnis Anhang C

Tab. C.1 Zusammenfassung des Prozesses einer beispielhaften Pufffreisetzung von Flusssäure 280

Tab. C.2 Klassifikation von Gefährdungstechniken zum Zwecke der Priorisierung 285

Tab. C.3 Priorisierungsattribute von Hazard Evaluation Techniken 288

Tab. C.4 Beispiel einer Priorisierungstabelle einer FMEA..... 294

Tab. C.5 Beispiel für die Einteilung von praktischen Konsequenzen basierend auf der Risiko-Prioritätszahl RPZ 295

A Anhang A: Periodische Sicherheitsüberprüfung für Anlagen der Nuklearen Versorgung

A.1 Einleitung

In Folge der Umsetzung der EU-Richtlinie 2009/71/EURATOM /REU 09/ erfolgte eine Anpassung des Atomgesetzes (AtG) /BMJ 22/ u. a. in Form einer Erweiterung um das Thema der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜen) für kerntechnische Einrichtungen. Für die Umsetzung von solchen PSÜen, die für alle Arten von kerntechnischen Anlagen durchzuführen sind, sind v. a. die §§ 7 und 19a AtG von Relevanz. Hier werden die Störfallanalysen auf PSÜen für Einrichtungen zur Kernbrennstoffversorgung im Sinne von § 19a (3) und (4) AtG erweitert, die bisher thematisch nicht Gegenstand der Betrachtungen waren.

Dieses Kapitel bezieht sich in seinen Schlussfolgerungen ausschließlich auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung und dabei speziell auf die beiden derzeit in Deutschland betriebenen Anlagentypen Urananreicherungsanalage und Brennelementfertigungsanalge.

Zur Historie

Mit der Einführung der Absätze § 19a (3) und (4) in das Atomgesetz (AtG) im Dezember 2010 sind die Betreiber sonstiger kerntechnischer Anlagen in Deutschland, wozu u. a. die Anlagen der nuklearen Versorgung gehören, verpflichtet „[…] alle zehn Jahre eine Überprüfung und Bewertung der nuklearen Sicherheit der jeweiligen Anlage durchzuführen und die nukleare Sicherheit der Anlage kontinuierlich zu verbessern“ (§ 19a (3) Satz 1 AtG). Dies impliziert die Durchführung einer periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durch den Betreiber. Diese PSÜ steht nicht in direktem Zusammenhang zu der nach § 7 AtG erteilten Betriebsgenehmigung, sondern dient der Darlegung des aktuellen Sicherheitsniveaus der Anlage und insbesondere dessen kontinuierlicher Verbesserung. § 19a (4) verlangt darüber hinaus sinngemäß zusätzliche Informationen zum Umgang mit (ggf. hypothetischen) auslegungsüberschreitenden Ereignisse. Dies zusammen macht weitergehende Überlegungen zur Störfallanalyse zu einem essentiellen Bestandteil der Bewertung des Sicherheitsniveaus. Die grundsätzliche Relevanz derartiger Überlegungen rückte nach den Ereignissen in Fukushima im Jahr 2011 verstärkt ins Bewusstsein.

Eine solche Bewertung der Sicherheit einer sonstigen kerntechnischen Anlage erfolgt nach allgemeinem Verständnis schutzzielorientiert und soll keine sinngemäße Reproduktion der Genehmigungsvoraussetzungen insbesondere nach § 7 (2) Unterpunkt 2 (Fachkenntnisse) und 3 (Stand von Wissenschaft und Technik) AtG darstellen.

Der **Zweck der PSÜ** besteht in der **Identifikation und Umsetzung von sicherheitstechnischem Verbesserungspotential**. Dies stellt in Konsequenz besondere Herausforderungen an die Art, den Umfang und die Qualität der erforderlichen Nachweise, sowie die erforderlichen Bewertungsmaßstäbe. Für die Durchführung einer PSÜ stehen heute Leitfäden des BMU für Kernkraftwerke (KKW) /BMU 97/ und für Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle und insbesondere bestrahlte Brennelemente /BMU 14/ zur Verfügung. Für Einrichtungen zur Kernbrennstoffversorgung liegen entsprechende Richtlinien und Hinweise zurzeit nicht vor. Eine sinngemäße Übertragung der existierenden Richtlinien unterliegt deutlichen Einschränkungen, auch im Hinblick auf das zu berücksichtigende Gefährdungspotential.

A.2 Abgrenzung der resultierenden wissenschaftlichen-technischen Anforderungen auf Basis von §§ 7 (2) und 19a (3), (4) AtG

Die Basis für die geforderte periodische Sicherheitsüberprüfung für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung bildet das Atomgesetz (AtG). Hierbei sind vor allem die entsprechend relevanten Teile der §§ 7 (2) sowie 19a (3), (4) zu nennen, die nachfolgend aus dem Gesetz zitiert werden:

§ 7 Genehmigung von Anlagen [hier: zur Handhabung von Kernbrennstoffen]

(2) Die Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn

1. *keine Tatsachen vorliegen, aus denen sich Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Antragstellers und der für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen ergeben, und die für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen die hierfür erforderliche Fachkunde besitzen,*
2. *gewährleistet ist, dass die bei dem Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen die notwendigen Kenntnisse über einen sicheren Betrieb der Anlage, die möglichen Gefahren und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen besitzen,*
3. *die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist,*

4. *die erforderliche Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen getroffen ist,*
5. *der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist,*
6. *überwiegende öffentliche Interessen, insbesondere im Hinblick auf die Umweltauswirkungen, der Wahl des Standorts der Anlage nicht entgegenstehen.*

Die Randbedingungen von § 7 AtG gelten nicht nur in Bezug auf die Errichtung und die Inbetriebnahme, sondern auch für Veränderungen an der Anlage und insbesondere für deren gesamte Betriebs- bzw. Existenzdauer. Dabei sind die im Paragrafen genannten Anforderungen nicht als eine statische oder initiale Momentaufnahme zu verstehen, sondern als ein sich kontinuierlich weiterentwickelnder Zustand. Dessen Umsetzung ist in Deutschland, wie auch in vielen anderen Ländern, durch das Prinzip der kontinuierlichen Aufsicht permanent gewährleistet.

§ 19a Überprüfung, Bewertung und kontinuierliche Verbesserung kerntechnischer Anlagen

(3) Wer eine sonstige kerntechnische Anlage nach § 2 Absatz 3a Nummer 1 betreibt, hat alle zehn Jahre eine Überprüfung und Bewertung der nuklearen Sicherheit der jeweiligen Anlage durchzuführen und die nukleare Sicherheit der Anlage kontinuierlich zu verbessern. Die Ergebnisse der Überprüfung und Bewertung sind der Aufsichtsbehörde vorzulegen.

(4) Die Bewertungen nach Absatz 1 oder Absatz 3 umfassen auch die Überprüfung, dass Maßnahmen zur Verhütung von Unfällen und zur Abmilderung von Unfallfolgen getroffen sind, einschließlich der Überprüfung der physischen Barrieren sowie der administrativen Schutzvorkehrungen des Genehmigungsinhabers, die versagen müssen, bevor Leben, Gesundheit und Sachgüter durch die Wirkung ionisierender Strahlen geschädigt würden. Die zuständige Aufsichtsbehörde kann nähere Anordnungen zu dem Umfang der Überprüfung und Bewertung durch den Genehmigungsinhaber treffen.

§ 19a (3) und (4) ist als eine weitere Präzisierung der Anforderungen für eine kontinuierliche Erhöhung der Sicherheit, durch einen geschlossenen Handlungskreislauf, im Sinne von Überprüfen-Bewerten-Verbessern, zu sehen. Als Besonderheit ist hier der Ausdruck *Überprüfen* hervorzuheben. Im Rahmen der PSÜ ist die

Überprüfung nicht nur als ein Nachweis einer aktuellen Genehmigung zu sehen, es ist auch die Aufgabe der kontinuierlichen Verbesserung wie auch mögliche Konsequenzen durch den Fortschritt in Wissenschaft und Technik mit darzustellen. Somit inkludiert der Ausdruck Überprüfen auch Aspekte wie die Darstellung von vorhandenen Sicherheitsmargen an Prozessen und/oder Komponenten, die der Antrieb für weitere Verbesserung sind. Dies beinhaltet, aber auch generelle Umstände, wie z. B., ob die gewählte technische Lösung innerhalb des Prozesses zwar genehmigt ist, aber unter Umständen durch neuere Lösungen wesentlich robuster gemacht werden könnte. Umgekehrt sind realisierte Neuerungen hinsichtlich der Erwartungen entsprechend zu hinterfragen. Insbesondere ist der letzte Punkt unter dem Stichwort sicherheitsrelevantes Veränderungsmanagement (Change-Management) subsumiert. Dazu inbegriffen ist die Dokumentation aller Aktivitäten, die angedacht, aber final nicht umgesetzt wurden, um als Nachweis der gelebten Verbesserungsbemühungen, zu dienen.

§ 19a (3) benennt allgemein die als periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) geforderte Untersuchung, welche durch den Betreiber zu erstellen und zu bewerten ist. Im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht wird diese Darstellung und Bewertung von der Behörde, ggf. unter Hinzuziehung von Sachverständigen, geprüft.

§ 19a (4) konkretisiert den Umfang der zyklischen Tätigkeit dahingehend, dass auch Fragen der Unfallverhütung und der Abmilderung von Unfallfolgen mit betrachtet werden müssen.

Gemäß dem rechtlichen Rahmen unterliegt die staatliche Überwachung der nuklearen Sicherheit bei Nuklearanlagen wie dies auch bei Anlagen des Brennstoffkreises bzw. der Brennstoffversorgung sind, einem kontinuierlichen, fortlaufenden Prozess.

Im Detail sorgt die Aufsichtsbehörde zusammen mit den Betreibern und Sachverständigen dafür, dass der Betrieb der kerntechnischen Anlagen den höchstmöglichen Sicherheitsanforderungen gerecht wird. Diese Anforderungen sind explizit nicht statisch, sondern werden ständig angepasst und fortentwickelt, so dass hier, durch das geforderte Handeln der Beteiligten, von einem kontinuierlichen Prozess zu sprechen ist. In einer PSÜ sind daher auch speziell die Betriebserfahrungen bzw. deren Auswertungen mit ihren weit gestreuten Themenfeldern mitzubetrachten. Auch hier sind immer wieder Hinweise auf vorhandene Sicherheitsmargen oder andere, mögliche verbesserte Umsetzungsstrategien anzugeben. Parallel dazu sind bei der Betrachtung des Anlagen-

zustandes auch Veränderungen in den relevanten Regelwerken zu berücksichtigen bzw. deren Einhaltung zu überprüfen. Des Weiteren sind sicherheitsrelevante Ereignisse aus in- und ausländischen Anlagen systematisch auszuwerten und in den kontinuierlichen Optimierungsprozess für das sicherheitsgerichtete Management mit einzubeziehen.

Ein Urteil des Bundesverwaltungsgerichtes, welches allgemein als sog. *Wyhl-Entscheidung* /BVE 85/ bezeichnet wird, bestimmt den genauen Umfang einer atomrechtlichen Anlage bzw. die sich daraus ergebende Aufsichtspflicht der Behörde. In diesem Urteil wird ausgeführt, dass alle kernsicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile, d. h. der Reaktor und alle mit ihm, in einem räumlichen und betrieblichen Zusammenhang stehenden Einrichtungen, insbesondere auch Nebenanlagen, die den gefahrlosen Betrieb erst ermöglichen, als aufsichtspflichtige Anlagenteile zu sehen sind. Ebenso wird ausgeführt, dass diese Zugehörigkeit auch für Einrichtungen zur Abwehr von Gefahren Dritter gilt. Da es um die Erreichung der Schutzziele geht, ist dieses auf KKW bezogene Urteil nach Dafürhalten des Autors sinngemäß auf die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung übertragbar.

Die PSÜ ist somit zwar ein eigenständiger Vorgang, aber in ihrem erwarteten Ergebnis, als eine zusammenfassende Statuserhebung der erfolgten Umsetzungen aus den bestehenden Anforderungen zu sehen. Für eine entsprechende Überprüfbarkeit hat hier eine transparente Darstellung von vorhanden Sicherheitsmargen und Verbesserungspotentialen zu erfolgen. Somit sollte diese, anlagenübergreifende Darstellung und Bewertung in einem eigenständigen Dokument bzw. Dokumentenreihe erfolgen.

Neben dem prinzipiellen Aufbau ist auch die Frage des Tiefgangs einer solchen Statuserhebung zu diskutieren. Der Tiefgang einer solchen PSÜ hat sich grundsätzlich an dem Gefährdungspotential bzw. dem Nachweis der Schutzzielerreichung zu orientieren. Bei der Bewertung der PSÜ ist der gleiche Maßstab wie bei der kontinuierlichen Aufsicht anzuwenden. Diese Aussage wird besonders durch den in der Vorgabe gewählten und dabei einfach gehaltenen Ausdrucks „Überprüfung“ abgeleitet.

Als besonders ist auch die Zuweisung, dass die PSÜ ein Element des Sicherheitsmanagements des Betreibers ist, zu sehen. Somit soll verhindert werden, dass mögliche *einengende* Vorgaben durch Leitlinien, die Verantwortung des Betreibers in ihrer Eindeutigkeit beeinträchtigen. Die Überprüfung der PSÜ ist als ein zusätzliches Instrument der Aufsicht, neben ihrer laufenden Aufsichtstätigkeit zu sehen. Besonders sei hier nochmals darauf hingewiesen, dass die Vorlage einer Folge-PSÜ nach zehn Jahren nicht

bedeutet, dass erst zu diesen Zeitpunkt Akten gesichtet und Aktivitäten gestartet werden sollen. Vielmehr sind die einzelnen Unterlagen/Dokumente zu Ereignissen, Verbesserungen aber auch speziell die Spiegelung des Anlagenzustands bei Änderungen (wie z. B. Vorgaben oder technischen Weiterentwicklungen) kontinuierlich und zeitnah über der Zeit zu pflegen. Somit ist im Idealfall die Generierung einer PSÜ der Aufwand, die Unterlagen der täglichen Arbeiten der verschiedenen Bereiche zusammenzuführen und neben den, unter ungünstigen Umständen nur lokal betrachteten Aktivitäten, den Gesamtzustand der Anlage zu bewerten. Somit ist es gerechtfertigt, die zu dem Wesen einer PSÜ (zwar im Kontext zu KKW) gemachten, aber so allgemein gehaltenen Formulierung, auch für Anlagen der Brennstoffversorgung anzuwenden.

In der Konsequenz ist somit der Fokus auf eine Betrachtung des Sicherheitsstatus der Anlage unter Berücksichtigung, auf die während der Betriebszeit eintretenden Ereignisse, Anforderungen und Veränderungen durchzuführen, aber auch den Fragen der bestehenden Sicherheitsmargen und möglichen Verbesserungspotentialen Raum zu geben. Gerade diese Punkte ermöglichen eine zielführende Kontrolle/Bewertung durch Gutachter/Aufsicht.

Der somit im Weiteren zu interpretierender Ausdruck ist *während der Betriebszeit eintretende Veränderungen.* Alle in dem hier diskutierten Rahmen gemachte baulichen, betrieblichen oder administrativen Veränderungen der Anlage bedürfen, je nach ihrer Art und Ausführung, der aufsichtlichen Genehmigung. Hier ist der Ersteller einer solchen Sicherheitsüberprüfung aufgefordert, mit dem dann eingetretenen zeitlichen Abstand zur originären Umsetzung der Veränderung und den mittlerweile gewonnenen Betriebserfahrungen, deren Bewährung nachgängig zu bewerten.

Als ein weiterer Punkt sind spezielle Fragen des Alterungsmanagement zu nennen. Dies benötigt mit voranschreitendem Alter der Anlagen eine zunehmend breitere Betrachtungsweise. Exemplarisch sei hier nur auf Themen, angefangen von Fragen der mechanischen Dauerfestigkeit bis hin zu physikalisch/chemischen Korrosionsbeständigkeiten von Komponenten, hingewiesen. Gerade solche Themenkomplex unterliegen einer kontinuierlichen Weiterentwicklung von Wissenschaft und Technik. Mit zunehmendem Alter der Anlagen, gewinnt dieses Thema auch international zunehmend an Bedeutung. Als Extrembeispiel ist hier Japan zu nennen, wo im Juni 2023 eine Laufzeitverlängerungen von Reaktoren über einen Zeitraum von 60 Jahre hinaus, gesetzlich beschlossen wurde. U. a. dürfen dort künftig Abschaltzeiten nicht mehr zu der Betriebsdauer des Reaktors hinzugerechnet werden. Die technisch gesehenen notwendigen Qualifizierungsschritte

für Laufzeiten dieser Größenordnung müssen künftig noch viel aufmerksamer verfolgt werden.

Des Weiteren wird in § 19a (4) AtG ausgeführt, dass *auch Maßnahmen zur Verhütung von Unfällen und zur Abmilderung von Unfallfolgen sowie die Überprüfung der physischen Barrieren sowie der administrativen Schutzvorkehrungen des Genehmigungsinhabers, die versagen müssen, bevor Leben, Gesundheit und Sachgüter durch die Wirkung ionisierender Strahlen geschädigt würden,* überprüft werden müssen. Eine aktuelle Betrachtung des § 19a (4) AtG stellt auch einen Kontext zu den Ereignissen in Fukushima 2011 her. Bedingt durch die von einem Naturereignis ausgelöste Flutwelle, wurde von der Entsorgungskommission (ESK) ein Prüfkonzept für einen Stresstest in Form einer umfassenden und transparenten Risiko- und Sicherheitsbewertung entwickelt /BMU 13/. Ziel der Kommission dabei war es, die Robustheit dieser Anlagen und Einrichtungen bei auslegungsüberschreitenden Anforderungen zu prüfen. In der Folge wurde diese langläufig auch als *Sicherheitsüberprüfung* bezeichneten Prüfungen durchgeführt. Bei den Vorgaben für den Stresstest wurde deutlich abgegrenzt, dass dies, wie bei der PSÜ, keine Reproduktion eines Genehmigungsverfahren sein soll bzw. sollte.

Im Folgenden ist speziell die Formulierung *auslegungsüberschreitende Anforderungen* bei dem Stresstest in Relation zu den qualitativen Abforderungen im § 19a (4) AtG zu sehen. Um dies zu verdeutlichen, wird hier der Aufbau des von der Entsorgungskommission für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung entwickelten *Stresstest* dargestellt.

Dieser beginnt mit einer

1. Anlagenbeschreibung sowie dem
2. Anlagenkonzept mit seinen Schutzzielen,

gefolgt von den Themen

3. Erdbeben
4. Hochwasser
5. Starkregen
6. sonstige wetterbedingte Einflüsse
7. Ausfall der elektrischen Energieversorgung

8. anlageninterner Brand

9. Brände außerhalb der Anlage

10. Flugzeugabsturz

11. Explosionsdruckwelle.

Die dabei zu treffende Bewertung des einzelnen Themas wurde in Form einer Qualitätsbeurteilung der Anlage mit selektiven Stresslevels bewertet.

Die von der ESK bewusst gewählte, nicht nur binäre Bewertung (*erfüllt/erfüllt nicht)*, sondern in Form von abgestuften Qualitätsbeurteilungen entspricht den oben genannten Ausführungen bzw. der Interpretation, dass bei einer PSÜ an relevanten Stellen, entsprechende Sicherheitsmargen zu benennen sind.

Dieser Stresstest, als Maßnahme einer gesonderten und schutzzielorientierten Statuserhebung, enthält somit auch die Elemente der aus dem AtG geforderten periodischen Sicherheitsüberprüfungen. In der unterlegten Intention ist dabei der Stresstest qualitativ über einer periodischen Sicherheitsüberprüfung einzuordnen und stellt damit in Hinsicht .der qualitativen Sicherheitsanforderung die Obermenge der in einer periodischen Sicherheitsüberprüfung zu betrachtenden Szenarien dar.

Die aus dem einzelangeordneten Stresstest gewonnenen Erkenntnisse dienen letztendlich dem Betreiber und der Aufsicht dazu, bei Bedarf, das Sicherheitsniveau entsprechend anzupassen, womit der Kreis geschlossen wird bzw. die eigentliche Intention des Stresstestes abschließt. Anzumerken ist auch, dass im finalen Stresstest der Stand von Wissenschaft und Technik auf ein zumindest, um diesen Erkenntnisstand erweitertes Niveau gehoben wird und somit der Stresstest mit seinem Ergebnis, mit in die PSÜ aufzunehmen ist. Ein verdeutlichendes Beispiel ist, dass mit dem Stresstest ausdrücklich nicht, die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens geprüften Auslegungsanforderungen, bewertet werden. Stattdessen bewertet die ESK mit dieser Stellungnahme die Robustheit von Anlagen und Einrichtungen gegen Einwirkungen, die über die Auslegungsanforderungen im Genehmigungsverfahren hinausgehen. Da im Stresstest auch langandauernde Ausfälle betrachtet werden müssen, sind die üblichen geprüften Sicherheitsfunktionen dadurch nicht ausreichend abdeckend. Die ESK führte deshalb auch den Begriff der „Vitalfunktionen“ (im Sinne von, alle zum – auch langfristigen – Erhalt der

Sicherheit der Anlage wichtigen Funktionen) ein und fügte basierend auf diesen Fokus, neue Prüfungen dazu.

Zusammenfassend ist festzuhalten, dass die Länder die kontinuierliche Aufsicht nach Grundsätzen, die eine kontinuierliche Verbesserung bzw. Weiterentwicklung des Sicherheitsniveaus der Anlagen bedingen, durchführen. Parallel dazu brachte der Stresstestes einen gesonderten Erkenntnisgewinn, in Form von neuen bzw. erweiterten Anforderungen. Ab dem Zeitpunkt der Veröffentlichung sind diese erweiterten Anforderungen zu beachten. Bei einer periodischen Sicherheitsüberprüfung sind somit auf alle, seit der letzten PSÜ, kontinuierlich über der Zeit gewonnenen Erkenntnisse einzugehen bzw. darzulegen. Besonderer Fokus liegt dabei auf anlagentechnischen oder administrativen Änderungen, sowie auf die aus den Änderungen resultierenden neuen Betriebserfahrungen der Anlage. Ebenso sind die kontinuierlich durchlaufenen Iterationsprozesse für nur angedachte wie aber auch umgesetzte Verbesserungen umfänglich darzustellen. Auch sind die Sicherheitsmargen, selbst wenn die sicherheitstechnischen Betrachtungen nur auf deterministischer Basis vorliegen, in Anlehnung zu den qualitativen Bewertungen der ESK-Stresstests, anzugeben. Diese neue Qualität der zu untersuchenden Anforderungen bzw. die erfolgte Umsetzung berührt parallel auch die Anforderungen des § 19a (4) und sollte somit ein wertvoller Bestandteil einer PSÜ sein.

Themen der Anlagensicherung sind ausdrücklich nicht Gegenstand dieses Berichtes.

A.3 Überprüfung der sinngemäßen Übertragbarkeit der BMUKN-Leitlinien zur PSÜ für Kernkraftwerke und für Zwischenlager auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung

In den folgenden Kapiteln werden zur Vorbereitung der Frage einer Übertragbarkeit von Leitlinien zu den einzelnen PSÜen, zunächst vorgelagerte Themen, wie der typische Aufbau und Ablauf einer PSÜ, die Schutzziele für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, Zwischenlager und KKW sowie Gemeinsamkeiten und Unterschiede der drei Anlagenarten kurz erläutert.

A.3.1 Aufbau und Ablauf einer PSÜ

Zunächst werden Aufbau und Ablauf einer PSÜ, für vorzugsweise deterministisch betrachtete Anlagen, wie z. B. die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, umrissen. Gemäß den regulatorischen Vorgaben aus dem AtG sind Periodische Sicherheits-

überprüfungen auch für Anlagen des Typs *Kernbrennstoffversorgung* alle zehn Jahre durchzuführen. Dazu soll an dieser Stelle besonders auf die in Deutschland geltende Regelung der kontinuierlichen Aufsicht hingewiesen werden, die zusammen mit ihren Gutachtern die Einhaltung des Stands von W&T der Anlage kontinuierlich hinterfragt bzw. bei Änderungen von W&T oder bei eintretenden Ereignissen, entsprechende Reaktionen der Anlage einfordert. Die Zusammenstellung der PSÜ-Unterlagen ist somit im Idealfall, die Zusammenstellung von Unterlagen des täglichen Betriebes des Anlagenmanagements und zeigt schon aus sich selbst heraus die kontinuierliche, kritische Hinterfragung der Anlage, bzw. dann durchgeführte Verbesserungsmaßnahmen, neue Sicherheitsmargen etc. Basierend auf der Basis-Anlagenkonfiguration, Auswirkungen von Anlagenveränderungen und Modifikationen, Anlagenalterung aber auch den gesammelten Betriebserfahrungen bis hin zur Gefahrenabwehr bzw. Abmilderung von Unfallfolgen, ist der Gesamtzustand der Anlage umfassend sicherheitstechnisch zu dokumentieren und zu bewerten. Hinzu kommen die Themen Verbesserungspotentiale und Veränderungen bei Sicherheitsmargen. Dies erfolgt vor dem Hintergrund der Weiterentwicklung des Standes von W&T, des zugrunde liegenden Regelwerks, sowie sonstiger Unterlagen und Erkenntnisse. Das resultierende Delta zu dem Anlagenzustand, das sich seit der vorhergehend durchgeführten PSÜ ergibt, ist ausführlich und im Hinblick auf eine Verbesserung des Sicherheitszustands der Anlage insgesamt zu beschreiben und zu bewerten. Gerade, dass bei der PSÜ, Änderungen nicht nur lokal, wie vielleicht bei der Implementierung erfolgt, sondern dann auch nochmals globaler auf den kompletten Anlagezustand betrachtet werden, soll die Sicherheitsbetrachtung entsprechend abrunden, bzw. die Verbesserung nach ihrer Art und Weise dokumentieren. Wenn es sich um eine Bestandsanlage handelt, kommt der ersten PSÜ eine besondere Bedeutung zu. Hier ist die Gesamthistorie seit der Inbetriebsetzung oder einen sinnvollen Zwischenpunkt in der Vergangenheit, z. B. eine umfassende Modernisierung, in Gänze darzustellen. Gerade diese umfassende Darstellung bietet gute Voraussetzungen, basierend auf der Detailhistorie, weitere Optimierungsschritte zu beleuchten. Besonders bei Umstellungen, Veränderungen und Modifikationen im Bereich der Beyond-Design-Basis sind Veränderungen umfangreich und detailliert darzustellen und zu begründen.

Ungeachtet von spezifischen aufsichtlichen Vorgaben sind als mögliche Vorgehensweise prinzipiell zwei Wege einer PSÜ zielführend.

Diese sind, basierend auf den kerntechnischen Regelwerken, entweder die schutzzielorientierte Vorgehensweise, d. h. von den abgeleiteten schutzzielorientierten Anfor-derungen zur Störfallbeherrschung auf die dazu notwendigen Systeme und Anlagenteile

und ihre notwendigen sicherheitstechnischen Funktionen hin zu prüfen. Alternativ können in umgekehrter Weise basierend auf den vorhandenen Systemen und Anlagenteile die erforderlichen Sicherheitsfunktionen zur Störfallbeherrschung und somit die Schutzzielerreichung nachgewiesen werden.

Des Weiteren ist nach § 19a (4) AtG nachzuweisen, dass Maßnahmen zur Verhütung von Unfällen und zur Abmilderung von Unfallfolgen getroffen wurden.

Sollten bei Anlagen der Kernbrennstoffversorgung darauf abgehoben werden, dass bei der betrachteten Anlage keine einschneidenden Maßnahmen des Katastrophenschutzes technisch gesehen notwendig sind, ist es naheliegend, für eine geschlossene Darstellung einen entsprechenden Nachweis zu liefern.

Basierend auf den in Deutschland real existierenden Anlagen mit ihrer Vorgeschichte, sowie der kontinuierlichen Aufsicht über diese Anlagen, d. h., dass bereits umfangreiche Verbesserungen, Genehmigungen, Prüfungen und Nachweise über der Zeit sowie entsprechende Betriebserfahrungen existieren, besitzt daher der zweite Weg eine höhere Praktikabilität.

Zuerst sollen jedoch **ableitbare** und **mögliche** Anforderungen an eine PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen, basierend auf allgemeinen Forderungen dargestellt werden, bevor die Übertragbarkeit von bestehenden PSÜ-Leitlinien betrachtet wird.

Ableitbare und mögliche Anforderungen an eine typische PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen

Der Ausgangspunkt einer PSÜ sind zunächst die Einhaltung der Schutzziele der Kernbrennstoffversorgungsanlage im Allgemeinen sowie eventuell weitergehende Forderungen. Für eine geschlossene Darstellung sind diese Anforderungen, für eine Anlage zunächst allgemein und übergeordnet darzustellen. In einem weiteren Schritt sind diese Punkte einer entsprechenden Konkretisierung und Detaillierung zu unterziehen und die geforderten Zielsetzungen detaillierter abzuleiten bzw. zu formulieren. Auch ist an geeigneter Stelle zur Frage, inwieweit Maßnahmen zur Verhütung von Unfällen und zur Abmilderung von Unfallfolgen getroffen wurden, besonders mit Bezug auf § 19a (4), Stellung zu nehmen. Diese Maßnahmen und vor allem deren sicherheitstechnische Umsetzungen sowie die vorhandenen Sicherheitsmargen sind in die dann folgenden Betrachtungen mit einzubeziehen. Sollten vom Betreiber Szenarien als nicht bzw. extrem unwahrscheinlich eingeschätzt und in der Folge in den Betrachtungen exkludiert werden,

sind für die Rechtfertigung dieser Annahmen entsprechende Nachweise zu erbringen. Parallel dazu sind bei allen Darstellungen die relevanten Genehmigungs- oder Zustimmungsverfahren darzulegen bzw. zu referenzieren. Dies sei zunächst als allgemeine Anforderung vorausgeschickt.

Einen großen Block der PSÜ bildet eine hinreichend detaillierte Anlagenbeschreibung inklusive der spezifischen Anlagenkonfiguration und einer Beschreibung der sicherheitsrelevanten Systeme, die alle notwendigen Informationen darstellen. Hinsichtlich einer optimierten Darstellung ist des Weiteren, eine nach Verarbeitungsschritten, Prozess- bzw. Arbeitseinheiten oder auch nach Schutzzielen gegliederte Blockung vorzunehmen. Den darin enthaltenen sicherheitstechnischen Systemen, aber auch den zugehörigen Betriebsabläufen, Betriebsanweisungen und sonstigen Managementsystemen (z. B. Alterungsmanagement) ist, unter Würdigung der ihnen obliegenden Anforderungen und Funktionen, ein entsprechender und nachvollziehbarer Umfang zu widmen. Auch ist das Thema der Benennung von Sicherheitsmargen so darzustellen, damit in der Bewertungsphase entsprechende Information zur Verfügung stehen. Besonders bei bereits auffälligen Prozessen oder Abläufen, aber auch bei geringen Sicherheitsmargen, sind entsprechende Verbesserungspotentiale aufzuzeigen bzw. zu begründen, warum die Sicherheitsmargen aufgezehrt bzw. wie es zu ihrer Reduzierung kam.

Da die PSÜen alle zehn Jahre wiederholt werden, sind vor allem für das betrachtende Zeitintervall vorgenommene sicherheitstechnische Veränderungen an sich, aber auch die in ihrer übergeordneten Anlagenbedeutung und Auswirkung zu sehende Sachverhalte strukturiert darzustellen. Die Dokumentation soll so strukturiert sein, dass der Aufbau bzw. die Gliederung weitgehend für die folgenden PSÜen übernommen werden kann. Somit ist bei einer Erst-PSÜ ein höherer Aufwand zu erwarten. Bei Folge-PSÜen kann dann auch mit dem Mitteln des Referenzierens bzw. der Deltabetrachtungen gearbeitet werden.

In einem weiteren großen Block einer PSÜ ist, referenziert zur Anlagenbeschreibung bzw. zu den vorhandenen Verarbeitungsschritt- bzw. Prozessblock-orientierten Beschreibungen eine Bewertung der sicherheitstechnischen Systeme vorzunehmen. Dabei bedarf es einer Betrachtung und Bewertung jedes einzelnen Systems. Ebenfalls sind auch die Arbeitsabläufe, Betriebs- und Wartungsanweisungen mit Blick auf das zunehmende Alter der Anlagen, das notwendige sowie das umgesetzte Alterungs- und Instandhaltungsmanagement zu betrachten und zu bewerten. Ebenfalls sind vorhandene

Sicherheitsmargen bzw. mögliche Verbesserungspotentiale aufzuzeigen und zu bewerten.

Gemäß § 19a (3) sind die Ergebnisse der Überprüfung und Bewertung der Aufsichtsbehörde vorzulegen. Folglich hat der Betreiber im abschließenden Kapitel einer PSÜ eine Bewertung der Anlage bzw. des Anlagenzustandes vorzunehmen. Zur Durchführung einer wie auch immer gearteten Bewertung eines Sachverhaltes ist ein Bewertungsmaßstab erforderlich. Ohne Darlegung dieses Maßstabes, d. h. welche Anforderungen zu erfüllen sind, um die Schutzziele zu erreichen, ist eine Bewertung weder transparent noch nachvollziehbar. Auch in Bezug auf Änderungen im Regelwerk, z. B. dem Übergang von der Strahlenschutzverordnung zum Strahlenschutzgesetz, einer Aktualisierung von KTA-Regeln oder DIN-Normen etc., die einem zeitlichen Wandel unterliegen können, sind in der PSÜ die Konsequenzen sowie daraus resultierende Maßnahmen hervorzuheben.

Bedingt durch das in Deutschland geltende Prinzip der *kontinuierlichen Aufsicht* sind hier bei den PSÜen, keine sprunghaften neuen Anforderungen zu erwarten. Vielmehr ist eine geschlossene aktuelle Darstellung der Gesamtanlage, ihrer Entwicklung und des aktuellen Sicherheitsstand inklusiver Sicherheitsmargen und Verbesserungspotentialen aufzubauen.

Sollten bereits bei der betreiberseitigen Bewertung des aktuellen Anlagenzustandes Defizite oder Mängel erkennbar werden, sind diese im Rahmen des Verbesserungsmanagements mit möglichen Abhilfestrategien in der PSÜ zu betrachten.

Die gesetzlich vorgeschriebene Wiederholfrequenz für PSÜen beträgt in Deutschland zehn Jahre. In der finalen Bewertung durch den Betreiber soll darauf abgehoben werden, ob es aus den dargelegten Sachverhalten (z. B. dem vorzeitigen Erreichen einer maximalen Lastzyklenzahl, etc.) Hinweise gibt, die für den Zeitraum der nächsten PSÜ ein kürzeres Zeitintervall für sinnvoll oder sogar notwendig erscheinen lassen.

Als ein Anhang zur PSÜ soll der Betreiber eine Auflistung von vergleichbaren Anlagen bzw. Anlagen mit vergleichbaren Anlagenteile als unterstützende Querinformation für die Begutachtung bzw. als weitere Information für die Beteiligten beifügen. Dies dient speziell dazu, den Stand von Wissenschaft und Technik hervorzuheben.

Ein Ziel einer PSÜ im Sinne von § 19a (3) AtG ist die Darlegung der Verbesserung des Sicherheitsniveaus. Dazu gehört auch die Darlegung der allgemeinen Soll-Sicherheitskultur via der gelebten Praxis. Als weiterer Punkt hinsichtlich der Weiterentwicklung der Sicherheitskultur bzw. der Sicherheitsüberprüfbarkeit ist bei der PSÜ die Frage der Anwendung der bei den KKW praktizierten Vorgehensweise der Betrachtung mittels Probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA). Hier können zusätzliche Erkenntnisse wie Risikobedeutung, Unsicherheitsbewertung und eine Priorisierung von Sicherheitsmerkmalen bzw. deren Umsetzungsstrategien gewonnen werden. Die durch den Unikatcharakter vieler Systeme bei Kernbrennstoffversorgungsanlagen oftmals begrenzte Datenlage zu den einzelnen Systemzuverlässigkeiten stellt ein Problem bei der Durchführung einer PSA dar. Jedoch sind ebenfalls im Rahmen des Verbesserungsmanagements Überlegungen voranzutreiben, inwieweit mit zunehmender Betriebsdauer der Systeme eine Verwendung der bisherigen Daten zum Betriebsverhalten bzw. zu den Systemzuverlässigkeiten, zumindest für einzelne Hot Spots, als Eingabewerte benutzt werden können.

Bei einer PSÜ stehen die aktuelle Anlagenkonfiguration und -situation mit Fokus Betrieb und Störfallrobustheit im Vordergrund. Ungeachtet davon sollte sich auch dem Thema einer betrieblichen Stilllegung (im Unterschied zu einem aktiven Rückbau) und den daraus ereignisbedingten zu ergreifenden Maßnahmen gewidmet werden. Dieser Teil kann bei der Erst-PSÜ informativ gehalten sein, sollte aber mit jeder weiteren PSÜ fortgeschrieben werden. Weiterhin unterstützen diese Informationen bei künftig erforderlichen Zukunftsstrategien auch die Entscheidungsfindungen, vor dem Hintergrund einer unausweichlich kommenden Stilllegung.

A.3.2 Schutzziele für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, Zwischenlager und KKW

Das Thema der Schutzziele für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung besteht insgesamt aus vier Teilen. Teil I Urananreicherung nach dem Gasultrazentrifugenprinzip, Teil II Herstellung von Leichtwasserreaktorbrennelementen, Teil III Herstellung von Uran/Plutonium-Mischoxid-Brennelementen und Teil IV Herstellung von Uranbrennelementen für Hochtemperatur- und Forschungsreaktoren. Die Teile III und IV werden hier, da diesen Themen in Deutschland nicht relevant sind, im Folgenden für den Oberbegriff Anlagen der Kernbrennstoffversorgung ausgeklammert.

Bevor die Frage einer Übertragbarkeit der PSÜ-Leitlinien von Zwischenlagern /ESK 21/ und KKWs /BMUV 98/ /BMUV 05a/, angesprochen wird, sollen die vorgelagerten Schutzziele dieser drei Anlagenarten, (Kernbrennstoffversorgung, Zwischenlager und KKW) kurz dargestellt werden, da sie die Ausgangsbasis aller weiteren Betrachtungen bilden.

Über die reinen Schutzziele hinaus, soll auch z. B. auf Fragen des Gefährdungspotentials die z. B. auf dem vorhandenen aktiven Inventar beruhen, abgehoben werden.

Grundlegende Schutzziele für Anlagen der Urananreicherung nach dem Gasultrazentrifugenprinzip /BMUV 05b/ (Teil I SiAnf) und für Anlagen der Herstellung von Leichtwasserreaktorbrennelementen /BMUV 05a/ (Teil II SiAnf)

- Einschluss, Rückhaltung und Abschirmung radioaktiver Stoffe.
- Minimierung und Kontrolle der Ableitung radioaktiver Stoffe.
- Minimierung und Kontrolle der Strahlenexposition des Betriebspersonals.
- Gewährleistung der Unterkritikalität.
- Vermeidung von Brand und Explosion bzw. deren frühe Erkennung und wirksame Bekämpfung.
- Vermeidung einer Freisetzung von Uranhexafluorid.
- Betriebs- und instandhaltungsgerechte Auslegung, um Kontamination zu vermeiden und jegliche Strahlenexposition von Personen gering zu halten.
- Einhaltung des Strahlenschutzes im Hinblick auf eine Stilllegung und Beseitigung der Anlage.

Die detaillierteren grundlegenden Schutzziele sind, trotz unterschiedlichen Aufbaus und Funktionen, für die hier relevanten beiden Anlagentypen der Brennstoffversorgung weitgehend identisch, d. h. im Folgenden müssen keine separaten Betrachtungslinien, basierend auf den grundlegenden Schutzzielvorgaben, abgeleitet werden.

Als nächstes sollen die Schutzziele von Kernkraftwerken /BMUV 97/ und Zwischenlager /ESK 21/ im Vergleich dargestellt werden. Grundsätzlich ist eine unnötige Strahlenexposition von Menschen und Umwelt zu vermeiden und die Strahlenexposition auch unterhalb von gesetzlichen Grenzwerten zu minimieren.

Zwischenlager, Schutzziele

- Sicherer Einschluss radioaktiver Stoffe
- Vermeidung unnötiger Exposition
- Einhaltung der Unterkritikalität

KKW, Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität
- Kühlung der Brennelemente
- Einschluss der radioaktiven Stoffe
- Begrenzung der Stahlenexposition

Die Schutzziele sind, abgesehen von dem entsprechenden verschobenen Fokus, der Kühlung der Brennelemente bei den KKWs und einer sicheren Abfuhr der Nachzerfallswärme bei den ZL an sich, bei allen drei Anlagenarten (KKW, Brennstoffkreislauf, Zwischenlager) vergleichbar.

Anzumerken ist, dass die hinter den Schutzzielen stehenden Gefährdungspotentiale unterschiedliche Dimensionen besitzen. So ist bei einem KKW, in der Größenordnung von KKI2, von einem noch, in welcher Form auch immer zu hantierenden bzw. zu konditionierenden Gesamtinventar von ca. 10^{19} Becquerel /PRE 21/ auszugehen. Besonders bei in Betrieb befindlichen KKW sind im Vergleich zu den Zwischenlagern noch viele kurzlebige Spaltprodukte vorhanden. Diese besitzen bei entsprechenden Unfallverläufen ein hohes Gefährdungspotential. Dies stellt auch einen großen Unterschied zu dem bereits in Transport- und Lagerbehältern gelagerten Inventar bei den Zwischenlagern dar, das bereits einen zeitlichen Abklingvorgang hinter sich hat.

Die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung besitzen die Risikomerkmale des offenen Umgangs mit Uranhexafluorid sowie Urandioxid. Das bei der Kernbrennstoffversorgung in der Regel verarbeitete, nicht aktivierte Urandioxid besitzt hingegen im Vergleich zu aktiviertem Material eine nur geringe Strahlungsintensität. Beim Umgang mit Uranhexafluorid herrscht ein höheres Gefahrenpotential, bedingt durch seine hohe Toxizität sowie seinem Aggregatsverhalten, da es bei einem Umgebungsdruck bei ca. 56 °C in Kombination mit exothermen Vorgängen wie z. B. Bränden sublimiert und sich somit

luftgetragen ausbreiten kann. Bei der Handhabung besonders von offenem Kernbrennstoff sind auch verstärkt Aspekte der Kritikalitätssicherheit zu beachten.

Das Zwischenlager zur Aufbewahrung der Transport- und Lagerbehälter ohne aktive Handhabung von offenem Kernbrennstoff besitzt in diesem Zusammenhang trotz hohem Aktivitätsinventar das vergleichsweise geringste Risikopotential. Die Kernkraftwerke haben, bezogen auf ihren Aufbau und ihren kritischen Betrieb, besonders aufgrund der druckführenden Komponenten sowie des hohen Aktivitätsinventars, das höchste Risiko. Die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung sind in dieser Spannweite beider Anlagentypen weit unterhalb eines fiktiven Mittelwertes anzusiedeln.

Risikobedingt, aber auch historisch, werden bei den KKW zwei unterschiedliche Methoden der Sicherheitsüberprüfung angewendet, d. h. für die PSÜ von KKWs existieren zwei Leitfäden, nämlich die deterministische (Sicherheitsstatusanalyse, DSA), sowie für die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA). Dadurch kann eine technisch umfassende schutzzielorientierte Überprüfung des Sicherheitsstatus der Anlage durchgeführt werden. Speziell durch den, über weite Strecken vergleichbaren Aufbau der KKWs können dort, für vergleichbare Komponenten oder Systeme, die für die Probabilistik benötigten, statistischen Kenndaten zu den Systemen gewonnen und Ergebnisse dann quantitativ ermittelt und für weitere Bewertungen benutzt werden. Dass PSA für Anlagen der nuklearen Versorgung grundsätzlich machbar und zur Bewertung des Risikos einsetzbar sind, zeigen früher durchgeführte Untersuchungen /GRS 13/. Notwendige Voraussetzung für belastbare Aussagen auf Basis quantitativer Ergebnisse ist, dass ausreichend Informationen zum Anlagenbetrieb und zur Systemkonfiguration sowie möglichst aktuelle Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten vorliegen. Die dabei benötigte Qualität der Input-Daten der Zuverlässigkeiten stellt dabei jedoch einen limitierenden Faktor dar.

A.3.3 Relevante Gemeinsamkeiten und Unterschiede zwischen Kernkraftwerken, Zwischenlagern und Anlagen der Kernbrennstoffversorgung

Zunächst sollen hier die Gemeinsamkeiten und Unterschiede von Kernkraftwerken, Zwischenlagern und Anlagen der Kernbrennstoffversorgung angerissen werden.

Der Betrieb von **Kernkraftwerken** erfordert eine Genehmigung nach § 7 AtG. Sie beinhalten im Betrieb ein hohes Inventar an radioaktiven Stoffen, das im Reaktorkern stationär konzentriert ist. Das Kernbrennstoffinventar befindet sich im kritischen Zustand und

entwickelt auch nach einem Abschalten eine hohe Wärmeleistung (Nachzerfallswärme). Ein großer Teil des Inventars an radioaktiven Stoffen entfällt auf kurzlebige radioaktive Spaltprodukte, die zum Teil gasförmig oder bei einer Freisetzung dampfgetragen vorliegen. Das Aktivitätsinventar ist im Wesentlichen in der festen Brennstoffmatrix, durch die Hüllrohre der Brennelemente und die Umschließung des Primärkreises eingeschlossen. Das Gefahrenpotential einer Kernschmelze mit den daraus möglichen Freisetzungen und den dann entstehenden Gefahren ist zu berücksichtigen.

In Deutschland sind neben den drei zentralen Einrichtungen in Gorleben, Ahaus und Lubmin, zwölf **Zwischenlager** an den Kernkraftwerksstandorten sowie weitere elf Zwischenlager von Industrie und Forschungseinrichtungen vorhanden. Sie verfügen über eine Aufbewahrungsgenehmigung nach § 6 AtG, jedoch keine Genehmigung zu Umgang und Handhabung mit bzw. von Kernbrennstoffen nach § 7 AtG. Das dort vorhandene Aktivitätsinventar ist zwar hoch, durch die *passive* Lagerung in zugelassenen Transport- und Lagerbehältern und bei Einhaltung der Randbedingungen zur Wärmeabfuhr ist jedoch hier von einem vergleichsweise geringen Risiko einer Verletzung der Schutzziele auszugehen. Auch ist die in den Zwischenlagern vorhandene betriebliche Dynamik und somit das Risiko von betrieblichen Fehlfunktionen sehr gering. Die Betrachtungen von Zwischenlagern erfolgen deterministisch.

Die beiden **Anlagen der Kernbrennstoffversorgung** in Deutschland erfordern eine Genehmigung zum Umgang mit Kernbrennstoffen nach § 7 AtG. Sie verfügen jeweils über ein relativ geringes Aktivitätspotential in Form der Uran-Isotope. Beide in Deutschland vorhandenen Brennstoffversorgungsanlagen werden unterkritisch betrieben, wobei eines der Schutzziele der Erhalt dieser Unterkritikalität ist. Diese Anlagen verwenden eine große Vielfalt an Technologien und Prozessen, von denen eine nicht unerhebliche Anzahl einzigartig sind. Dies bedingt eine mangelnde statistische Datenbasis und eine große Art und Vielfalt von Unfallbedingungen aus den unterlegten Prozessen. In den Anlagen existiert eine Vielfalt an vorhandenen, bzw. verarbeiteten radioaktiven und anderen chemischen Stoffen, z. B. diverse Betriebsstoffe, deren Aggregatszustände gezielt gewandelt werden oder sich unfallbedingt ungewollt aktiv wandeln. Somit besteht ein Potenzial für eine Vielzahl von Ereignissen, die zu radiologischen und nicht-radiologischen Auswirkungen führen können. Durch durchgängige Produktions-Prozessketten können diese Stoffe auf Basis miteinander verbundener Verarbeitungseinheiten, aber auch durch vielfältige vorhandener manueller Transportmöglichkeiten, in der gesamten Anlage verteilt sein. Durch ihre aktiven, offenen Handhabungen im Vergleich zu anderen kerntechnischen Anlagen besteht hier durch Kumulierungsmöglichkeiten ein weitaus

höheres Potenzial für Kritikalitätsunfälle. Die Anlagen unterliegen oftmals Änderungen der Produktions-Konfiguration (einschließlich Umrüstung und Prozessveränderungen) bzw. des Betriebszweckes für die benötigten Produktionschargen, ggf. auch für die Entwicklung neuer Produktionsabläufe. Der Betrieb in Kernbrennstoffversorgungsanlagen erfordert im Allgemeinen mehr Bedienereingriffe als der Betrieb in Kernreaktoren, was zu besonderen Handhabungsgefahren für das Personal aber auch ausgehend vom Personal, führen kann. Somit ist dem Thema *human failure* eine erhöhte Aufmerksamkeit zu widmen. Verschiedene Formen und Arten von Sicherheitsbarrieren zwischen radioaktiven Inventaren und Bedienern können durch die flexibleren Anforderungen des Betriebes prinzipiell anfälliger im Vergleich zu den meist starren Abläufen bei Reaktoren sein.

Die Kernbrennstoffanlagen wurden zum Teil vor mehreren Jahrzehnten entworfen und durch Nachrüstungen auf aktuelle Normen und Vorschriften bzw. Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Die Analysen bei Anlagen der Kernbrennstoffversorgung sind meist deterministisch.

A.3.4 PSÜ Zwischenlager, Übertragbarkeit der Leitlinien auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung

Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente besitzen in Deutschland in der Regel eine befristete Aufbewahrungsgenehmigung nach § 6 AtG von derzeit vierzig Jahren. Wenn gemischte Einlagerungsarten von radioaktiven Abfällen erfolgen, sind bei der Betrachtung solcher Lager mögliche Wechselwirkungen zu betrachten, d. h. bei den entsprechenden Lagerpositionsplänen zu berücksichtigen. Diese Periodischen Sicherheitsüberprüfungen der Zwischenlager (PSÜ-ZL) erfolgen basierend auf den Empfehlungen der ESK /BMUV 14/ ausschließlich durch deterministische Betrachtungen, also in der bisherigen Praxis ähnlich zu den der Anlagen zur Kernbrennstoffversorgung. Eine Überprüfung der Anlagensicherung ist dabei nicht Gegenstand der ESK-Leitlinie. Nicht zugängliche Behälterbereiche und Inventare fallen nicht in die Betrachtungen der PSÜ-ZL. Eine weitere Maßnahme, der ein besonderer Raum in den ESK-Leitlinien gegeben wurde, ist das Alterungsmanagement, zur kontinuierlichen Gewährleistung der erforderlichen Qualität von Systemen und Komponenten.

Die PSÜ beginnt mit der **Anlagenbeschreibung** inklusive Auslegungsmerkmale und des Sicherheitskonzeptes, sowie der Beschreibung der sicherheitsrelevanten, eingetretenen Veränderungen des gesamten Überprüfungszeitraum der Anlage.

Darauf aufbauend erfolgt eine deterministische **Sicherheitsstatusanalyse** der aktuellen Anlagenkonfiguration. Hierzu werden für einige Bereiche speziell abzuarbeitende Themenblöcke vorgegeben.

Zur Nachverfolgung des Anlagenzustandes ist eine Zusammenstellung aller durchgeführten bzw. eingetretenen sicherheitsrelevanten Änderungen darzustellen. Hinsichtlich dieses **Anlagenmanagements** ist eine Soll-Liste von vorgegebenen Themen abzuarbeiten. Die Themen sind allgemein gehalten, d. h. grundsätzlich übertragbar auf andere Anlagentypen wie der Kernbrennstoffversorgung.

Zur Überprüfung der betrieblichen Bewährung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage sind für den zu bearbeitenden Zeitraum die sicherheitsrelevanten **Betriebserfahrungen** an der Sicherheitstechnik bzw. den Schutzzielen zu spiegeln. Speziell sind auch Vorkommnisse in den vorhandenen, ggf. typgleichen Schwesteranlagen sowie sonstiger vergleichbarer Anlagen weltweit einzubeziehen, um auf entsprechende Systematiken oder Parallelen schließen zu können. Hinsichtlich der Auswertung von Betriebserfahrungen ist eine Soll-Liste von vorgegebenen Themen abzuarbeiten. Die Themen sind allgemein gehalten, d. h. übertragbar.

Basierend auf dem in der Genehmigung zugrunde gelegten Störfallspektrum sind **Störfallanalysen** gemäß einer vorgegebenen Liste abzuarbeiten. Die listenorientierte Vorgehensweise ist allgemein gehalten, d. h. übertragbar.

Als zunehmend wichtigeres Kapitel wird das Thema der Überprüfung der technischen Alterung bzw. des dazu gehörenden **Alterungsmanagements** mit seinen Maßnahmen und gewonnenen Erkenntnissen auszuführen. Neben den in der Genehmigung festgelegten Punkten, sind dynamisch neu identifizierte Themen mit aufzunehmen und zu bearbeiten. Besonderes Augenmerk ist auf nicht austauschbare Systeme und Komponenten (wiederum Stichwort Alterungsmanagement) zu richten. Die Themen sind allgemein gehalten, d. h. übertragbar.

Auch ist das interne Managementsystem mit Fokus **Sicherheitsmanagement** einer Überprüfung zu unterziehen. Hinsichtlich der Überprüfung des Managementsystems ist eine Soll-Liste von vorgegebenen Themen abzuarbeiten. Die Themen sind allgemein gehalten, d. h. übertragbar.

Der wichtige Bereich der **Langzeitdokumentation und elektronische Datenverarbeitung** ist darauf zu prüfen, dass für den gesamten Zeitbereich alle vorliegenden Dokumente verfügbar, lesbar und nutzbar sind und dass die zugehörigen Mindestaufbewahrungsfristen eingehalten werden. Die Themen sind allgemein gehalten, d. h. übertragbar.

Die **PSÜ-ZL Ergebnisse** beinhaltet final die Bewertung des Sicherheitsstatus durch den Betreiber, basierend auf den von ihm durchgeführten Einzelanalysen. Hier werden von der ESK Hinweise zu Fragestellungen und die Beurteilung durch die atomrechtliche Aufsichtsbehörde gegeben. Die Themen sind allgemein gehalten, d. h. übertragbar.

Die **Zusammenfassung** zeigt, dass die ESK-Leitlinien zur Durchführung der PSÜ-ZL vom Aufbau aber auch durch ihre weitgehenden generischen Formulierungen, die sich auf die Einhaltung der erforderlichen Schutzziele beziehen, über weite Strecken für eine direkte Übertragung auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung geeignet sind.

Bedingt durch die Handhabung von verkehrszugelassenen Transportbehältern und einer nahezu statischen Positionierung selbiger, ist in den Zwischenlagern ein weitaus geringeres Risiko im Vergleich zu den dynamischen Abläufen, Umgang mit offenen toxischen Stoffen sowie risikoreichen Betriebsmitteln und Produktionsverfahren inklusive des dynamischen Materialflusses einer Kernbrennstoffversorgungsanlage vorhanden. Somit bilden die ESK-Leitlinien zur PSÜ-ZL, basierend auf ihren weitgehend generischen Anforderungen, eine Basis, aber dem Wesen der Kernbrennstoffversorgungsanlagen nicht umfänglich genügende Leitlinien für eine PSÜ letzterer. Besonders Themenblöcke wie eine mögliche Erhöhung von Sicherheitsmargen, aber auch die Hebung von Verbesserungspotentialen ist, durch dem einem Zwischenlager eigenen, im Vergleich eher statischen Zustand, weniger Raum gegeben.

A.3.5 PSÜ KKW, Übertragbarkeit der Leitlinien auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung

Im Rahmen der Aufsicht werden der Zustand der Kernkraftwerke und ihre Betriebsweise auf Übereinstimmung mit den Bestimmungen der Genehmigungsbescheide überwacht[7]. Darüber hinaus erfolgt die Prüfung der Notwendigkeit der Umsetzung neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse aus Betriebserfahrungen, Sicherheitsanalysen sowie Wissenschaft und Technik. Im Atomgesetz ist auch die Pflicht zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen festgelegt. Neben den Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke /BMUV 97/ existieren hierzu für die Durchführung die beiden PSÜ-Leitfäden Deterministische Sicherungsanalyse /BMUV 98/ sowie der Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) /BMUV 05a/ für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland. Die PSA wird dabei in Ergänzung der auf den deterministischen Grundlagen beruhenden Sicherheitsbeurteilungen eingesetzt, um das Anlagenverhalten sicherheitstechnisch ganzheitlich darzustellen und das Sicherheitsniveau quantitativ bewerten zu können.

An dieser Stelle sei auch auf die in der KKW-Leitlinie definierten PSA-Analysetiefen Stufe 1 und 2 hingewiesen. Bei der untersten Stufe 1 werden Ereignisabläufe ermittelt und quantifiziert, die zur Gefährdung der Brennelementkühlung bzw. zur Gefährdung der Kernintegrität führen können. Gemäß RS-Handbuch /BMUV 97/ ist die Zielsetzung innerhalb einer PSÜ mit einer PSA der Stufe 1+ erreicht. Diese Zwischenstufe 1+ wird mit einer Analyse Stufe 1 unter Einbeziehung der aktiven Funktionen des Sicherheitseinschlusses erreicht. Stufe 2 beinhaltet die Erweiterung der Ereignisabläufe mit Kernschmelzen bis zur Freisetzung radiologischer Stoffe in die Anlagenumgebung.

Somit ist erkennbar, dass der Basisfokus von Stufe 1 *Gefährdung der Brennelementkühlung,* keine direkte Übertragbarkeit, auf die in der Anlage der Kernbrennstoffversorgung zwar produzierten, aber nicht aktivierten Brennelemente sinnvoll zulässt.

Die PSÜ KKW beginnt mit der **Anlagenbeschreibung** inklusive Auslegungsmerkmale und des Sicherheitskonzeptes, sowie der Beschreibung der sicherheitsrelevanten,

[7] Anmerkung: Die Genehmigung der letzten drei zu diesem Zeitpunkt in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke in Deutschland zum kommerziellen Leistungsbetrieb ist gemäß § 7 AtG zum 15. April 2023 erloschen. Deren Genehmigung zur Handhabung von Kernbrennstoffen in Form bestrahlter und, erforderlichenfalls, unbenutzt verbliebener frischer Brennelemente nach § 7 AtG besteht bis zur Kernbrennstoff-Freiheit der Anlagen im Rückbau zunächst weiter.

eingetretenen Veränderungen des gesamten Überprüfungszeitraums der Anlage, und der zugehörigen Nachweise. Das anlageninterne Notfallschutzkonzept ist dabei gesondert darzustellen.

Die deterministische Sicherungsanalyse bei den KKWs erstreckt sich auf alle Bereiche der baulichen, sonstigen technischen, personellen und administrativ-organisatorischen Maßnahmen der Anlagensicherheit.

Insgesamt sind vier Ebenen definiert: 1. Normalbetrieb, 2. Anormaler Betrieb, 3. Störfall und 4. Begrenzung der Strahlenexposition. Ebene eins und zwei sind darauf gerichtet, Störungen im Normalbetrieb vorzubeugen bzw. aufgetretene Störungen mit der Zielsetzung abzufangen, einen Anlagenstörfall zu verhindern. Hier soll mit der PSÜ neben der Technik die Betriebsführung betrachtet werden. Auch soll eine Betrachtung stattfinden, inwieweit sich die Technik aber auch speziell die Betriebsführung der Anlage und sonstige administrative Maßnahmen bewährt haben.

In der 3. Ebene, dem Störfall, der im besonderen Fokus der PSÜ stehen soll, muss nachgewiesen werden, dass das vorgegebene Störfallspektrum wirksam und zuverlässig beherrscht werden kann.

Für die 4. Ebene, sehr selten oder hypothetisch anzunehmende auslegungsüberschreitende Anlagenzustände, sind die Abtragung vorgegebener Lasten und die Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand nachzuweisen.

Mit dem Thema Sicherung ist bei KKWs der Status der Anlagensicherung darzustellen. Der Leitfaden zur Sicherheitsanalyse gibt dabei eine Gliederung in Form eines Inhaltsverzeichnisses vor. Das 4. Kapitel *Teilbereiche und Vorgehensweise bei der Sicherungsstatusanalyse* ist wie folgt aufgebaut.

Teilbereiche und Vorgehensweise bei der Sicherungsstatusanalyse

b) Deterministische schutzzielorientierte Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen

   a. Darlegung des IST-Zustandes der Sicherheitseinrichtungen

   b. Anlagen- und systemübergreifende Bereiche

   c. Störfallanalyse und schutzzielorientierte Systemüberprüfung

c) Darlegung der Einrichtungen und Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse sowie des Notfallschutzkonzeptes.

d) Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrungen.

Das 5. Kapitel enthält die Ergebnisse der Sicherheitsstatusanalyse.

Unterstützt wird das Vorgehen durch vier Anhänge. Anhang A beinhaltet dabei die Musterliste der zu betrachtenden Störfälle, der speziellen, sehr seltenen Ereignisse und der auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände. Anhang B enthält die Schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks. Anhang C gibt einen Gliederungsvorschlag für Systembeschreibungen und Anhang D, die Themenbereiche zur Betriebsführung und Betriebserfahrungen.

Für die Betrachtung einer speziellen KKW-Einzelanlage sind die Vorgaben zu *Teilbereichen und Vorgehensweisen* heranzuziehen. Die besondere Stärke liegt in der Möglichkeit, bei gleichem oder zumindest ähnlichem Aufbau, andere Anlagen daran spiegeln zu können. Dieser Vorteil kommt bei den zwei unterschiedlichen Anlagentypen der Kernbrennstoffversorgung in Deutschland jedoch nicht bzw. nur kaum zum Tragen.

Ebenso ist die in Anlage A definierte ***Musterliste der zu betrachtenden Störfälle und auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände*** bei KKW eine gute Hilfestellung. Die dort genannten Themen treffen für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung nicht zu.

Die Anlage B zur ***Schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerkes*** ist zwar losgelöst von technischen Einzellösungen, beinhaltet aber naturgemäß verknüpfte Themen wie z. B. die Kühlung von Brennelementen, Leckagen und Risse der druckführenden Umschließung des Primärkreises etc., die ebenfalls ihrer Natur nach nicht auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung anwendbar sind. Somit ist hier nur auf

eine zu selektierende Untermenge bei der Übertragbarkeit auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung zu fokussieren.

Anlage C mit ihrem ***Gliederungsvorschlag für Systembeschreibungen*** ist durch ihren knappen aber vor allen generischen Aufbau zu einer Übertragung auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung anwendbar.

Der Anhang D, ***Themenbereiche der Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrungen*** liefert mit den Punkten Betriebsorganisation, Fachkunde, Instandhaltung, Strahlenschutz, Erfahrungsrückfluss, Notfallschutzplanung, einen übertragbaren Ansatz. Lediglich der Punkt Anlagenbetrieb mit Unterpunkten wie z. B. Reaktorschnellabschaltung aus Leistungsbetrieb etc., ist nicht für eine direkte Übertragung geeignet.

Beim Punkt der ***Auswertung Betriebsführung und Betriebserfahrung*** verhält es sich ähnlich. Die Punkte Ergebnisse der Wiederkehrenden Prüfungen, Lastfälle und Ermüdungsanalysen und Auswertung meldepflichtiger Ereignisse, sind generisch übertragbar. Die dann folgenden Detaillierungen bzw. weiteren Präzisierungen wie Leckratenprüfung (evtl. bedingt), Sicherheitsbehälter, etc. sind für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung nicht von Relevanz. Somit ist hier auch eine Übertragbarkeit gegeben.

Die ***Zusammenfassung*** zeigt, dass die RSK-Leitlinien zur Durchführung der PSÜ KKW bei dem hier fokussierten deterministischen Teil bedingt durch ihre Passgenauigkeit für KKW an einigen Stellen nicht oder nur sehr eingeschränkt auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung übertragbar sind. Noch stärker gilt dies für die probabilistische Sicherheitsanalyse, die bei den KKW durch andere Randbedingungen wie dem Vorhandensein von belastbaren Verfügbarkeits- bzw. Ausfalldatensätzen etc. geprägt wird.

A.4 Ausbau der bestehenden Methodik zur Bewertung und Analyse von Ereignissen im Hinblick auf die Anforderungen des AtG

Zunächst folgen einleitend Ausführungen zu den Ausdrücken *Ereignis* und *Bewertung* mit Fokus auf sicherheitstechnische Systeme.

Gemäß der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragen- und Meldeverordnung (AtSMV) müssen die Betreiber kerntechnischer Einrichtungen in der Bundesrepublik Deutschland meldepflichtige Ereignisse an die jeweils zuständigen Landesaufsichtsbehörden melden.

Sinn und Zweck des behördlichen Meldeverfahrens ist es, den Sicherheitsstatus dieser Anlagen sicherzustellen und im Rahmen des behördlichen Aufsichtsverfahren ad-hoc auf Ereignisse reagieren zu können. Zusätzlich können durch die individuelle und systematische Auswertung der Meldungen Schwachstellen erkannt und somit die Sicherheitskultur verbessern werden. Dies ist ein kontinuierlicher Prozess. Die dabei gewonnenen Erkenntnisse sowie abgeleitete Handlungen sind dabei entsprechend zu dokumentieren. Diese Dokumente bilden dann eine Basis für weitere Darstellungen und Bewertungen, wie sie für eine PSÜ benötigt werden. Auch bilden diese Dokumente den Nachweis, dass der kontinuierliche Verbesserungsprozess real gelebt wird.

Allgemein ist somit zu ***Ereignissen*** auch hier der Verweis auf den in § 19a AtG geforderten kontinuierlich Verbesserungsprozess, der dann auch in der PSÜ darzustellen ist, zu sehen, welcher auch für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung gilt. Ergänzend dazu sei nochmals hervorgehoben, dass zwar die Durchführung und dedizierte Dokumentation einer PSÜ ein zeitlich diskreter Vorgang ist, die Bearbeitung und Dokumentation von Ereignissen, welche in die PSÜ einfließen, im Rahmen des Betriebes, z. B. des Verbesserungsprozess-Managements, kontinuierlich abzuarbeiten bzw. anzulegen sind.

Damit ein Ereignis meldepflichtig ist, muss es die Kriterien der die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung betreffende Anlage 2 der AtSMV erfüllen.

Bei der Einstufung meldepflichtiger Ereignisse sind die sicherheitstechnische Bedeutung sowie die Dringlichkeit maßgebend. In die Kategorie **S** einzustufen sind Ereignisse, die der Aufsichtsbehörde unverzüglich gemeldet werden müssen, damit sie gegebenenfalls schnell Maßnahmen veranlassen kann, d. h. bei einem Störfall oder bei akuten sicherheitstechnischen Mängeln. Als Kategorie **E** einzustufen sind Ereignisse, die der Aufsichtsbehörde binnen 24 Stunden gemeldet werden müssen, damit sie gegebenenfalls zeitnah Maßnahmen veranlassen kann. In die Kategorie **N** sind Ereignisse einzustufen, die der Aufsichtsbehörde innerhalb von fünf Werktagen gemeldet werden müssen, ohne das kurzfristige Maßnahmen der Aufsichtsbehörde notwendig werden. Als Kategorie **V** werden Ereignisse eingestuft, die vor Inbetriebnahme der Anlage auftreten, aber über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf die folgend mögliche Betriebsaufnahme der Anlage informiert werden muss. Zusätzlich hat der Betreiber die Ereignisse nach der internationalen Bewertungsskala INES der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) einzustufen.

Ereignisse, die die oben genannten Kriterien nicht erfüllen, liegen unterhalb der Meldeschwelle und werden nicht der Aufsicht gemeldet. Sie stellen aber für die betriebliche Seite ein hohes Potential an Informationen für sicherheitstechnisches Verbesserungspotential (Stichwort *Precursor*) und somit eine wesentliche Informationsquelle für die PSÜ dar. Sie können benutzt werden, um ein systematisches Verhalten zu identifizieren, dass im Augenblick nicht zu einem meldepflichtigen Ereignis führt, sich künftig aber in diese Richtung entwickeln könnte. Dadurch können bereits im Vorfeld präventive Maßnahmen zur Vermeidung dieses bislang hypothetischen Ereignisses getroffen werden.

Anlagen der Kernbrennstoffversorgung wurden in der Vergangenheit primär deterministisch, d. h. nach einem Einzelfehlerkonzept, betrachtet. Treten Ereignisse beim Betrieb der Anlage auf, sind diese zu bewerten. Die Einstufung von Ereignissen als meldepflichtige Ereignisse zeigt, dass es gegenüber dem Soll-Zustand zu einer signifikanten Abweichung in Form eines ungewollten Prozessablauf kam. Somit ist ein meldepflichtiges Ereignis ein Hinweis, dass dieses Szenario in der vorgelagerten Prüfung/Bewertung nicht, bzw. nicht ausreichend tief hinsichtlich eines *Abfangs* betrachtete wurde. Entsprechendes gilt auch für zwischenzeitlich zugewonnenen Erkenntnisse zum Systemverhalten. Spätestens nach Auftreten eines solchen Ereignisses sind im Rahmen des geforderten kontinuierlichen Verbesserungsmanagements Handlungen anzustoßen, die potenzielle Verbesserungsmöglichkeiten aufzeigen, diese zu diskutieren, eine begründete Entscheidung zu treffen und den Prozess dann neu zu definieren und dokumentieren. Auch ist, je nach Situation, die bestehende deterministische Betrachtung entsprechend dergestalt zu ergänzen, um eine vollständige Betrachtung, erweitert um das aktuelle Geschehen, sicherzustellen. Dies gilt dabei nicht nur für die angesprochene Technik, sondern auch für Personalhandlungen bei den entsprechenden Betriebszuständen und eingetretenen Ereignisabläufen. Diese Betrachtungsweise wird vom RSK-Ausschuss Reaktorbetrieb durch die Entwicklung ihres *Leitfadens für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen* gestützt /RSK 14/. Des Weiteren ist auch im Rahmen der aktiven Weiterentwicklung der Anlage zu prüfen, ob mögliche Ereignisse, die bei den zurückliegenden Analysen nicht oder nur bedingt im Fokus standen, nun einer angemessenen, tieferen Betrachtung bedürfen.

Abstrakt gesehen kann für jeden Prozessablauf im Sinne von administrativ oder operativ, eine Aussage (oder zumindest ein qualifiziertes Feed-back) hinsichtlich seiner Robustheit bzw. auftretenden Schwachstellen erstellt werden. Hierzu ist auch die relevante Prozessumgebung ausreichend mit zu berücksichtigen, d. h. dass der Prozess nicht *standalone* betrachtet werden darf. Dies erfolgt im Allgemeinen basierend auf den

Betriebserfahrungen, Ergebnissen der Wiederkehrenden Prüfungen und auftretenden Ereignissen bzw. deren Auswertung. Bedingt durch die Anzahl der Prozesse und Komponenten in einer Anlage, ist jedoch auch basierend auf der Signifikanz von aufgetretenen Ereignissen eine Selektion auf sicherheitstechnische Belange bzw. Schutzziele sowie sinnvolle Grenzen zu treffen. Wenn zuvor von einer Betrachtung bzw. Nacharbeit von Meldepflichtigen Ereignissen gesprochen wurde, ist dies nicht als eine absolute Untergrenze zu verstehen. Auch unterhalb der Meldeschwelle sind bei wiederholt auftretenden Ereignissen oder Ereignisse mit ähnlichem Charakter Aussagen über eine potenzielle systematische Schwachstelle zu treffen und diese Betrachtungen in die PSÜ aufzunehmen. Die Nacharbeit von eingetretenen Ereignissen, aber auch ihr statistisches Auftreten und dabei unterlegte mögliche sukzessive Zunahme der dabei vorhandenen Schwere der Fehler, sind ein wichtiges Instrument der Sicherheitskultur innerhalb des geforderten kontinuierlichen Verbesserungsprozesses.

Neben diesen nachgängigen sowie den kontinuierlichen Betrachtungen wird eine **proaktive Betrachtungsweise** durchgeführt. Dabei werden mögliche künftige Problemstellen aufgezeigt, was eine klassische Aufgabe der Probabilistik wäre, jedoch mit den bereits weiter oben erläuterten Randbedingungen nicht immer möglich ist. Somit steht dafür die vorhandene Datenlage an sich und die Vorgeschichte der genehmigten Anlage zur Verfügung. Hierbei sind im Gegensatz zur Probabilistik mit ihren Wahrscheinlichkeitswerten keine quantitativen, sondern nur qualitative, binäre Bewertungen formulierbar. Dennoch ermöglicht es die Einführung einer abgestuften Bewertung und damit einen Übergang zur Formulierung von potenziellen Schwachstellen bzw. umgekehrt von möglichen Sicherheitsmargen. Dies zeigt der ESK-Stresstest für die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung. Hier wurden abgestufte Stresslevels definiert bzw. Zuordnungen zu abgestuften Stresstestlevel Bewertungen getroffen. Das verdeutlicht, dass auch bei deterministischen Betrachtungen, Bewertungen durchaus jenseits einer binären Einstufung, *erfüllt*, bzw. *erfüllt die Anforderungen nicht*, möglich sind, indem die Anforderungen, bzw. auch die Bewertungsskala abgestuft wurden (z. B. Lastfall Hochwasser mit um ein bzw. um zwei Meter höheren Wasserständen als gegenüber der Auslegung). Eine solche abgestufte Bewertung von Teilprozessen bei der Betrachtung von Störfallspektren ermöglicht dann auch einen ersten Schritt das Aufzeigen von vorhandenen oder nicht vorhandenen Sicherheitsmargen in Teilprozessen. Diese Aufsplittung ist möglichst fokussiert zu gestalten, um nicht in Dimensionen eines Erstgenehmigungsvorgangs zu stoßen und trotzdem möglichst feingliedrige selektive Punkte eines technischen oder administrativen Vorgangs zu erhalten. So können Subprozesse detailliert betrachtet werden, die ein potenzielles Ereignis bewirken könnten.

Pro-aktiv bedeutet auch, dass z. B. hinsichtlich der Fragen der Alterung nicht nur mit den Annahmewerten der ursprünglichen Auslegung und Genehmigung, sondern mit den aktuell zu erwartenden Lastzyklen und den künftigen und alterungsaktuellen Materialverhalten inkl. alterungsbedingten Korrosionsverhalten gearbeitet wird. Speziell hier ist darauf zu achten, dass die jeweils aktuellen Daten und Erkenntnisse zu Lastzyklen und Materialbeständigkeiten verwendet werden. Querverweise zu anderen, typähnlichen Anlagen sind so weit sinnvoll und machbar zu ziehen, wie es bei den ZL und KKW in ähnlicher Form praktiziert wird. Bei diesen Betrachtungen sind nachvollziehbare Bewertungsmaßstäbe für die errechneten Ergebnisse aufzustellen und diese daran zu spiegeln. Etwaig erforderliche Verbesserungsmaßnahmen sind darzustellen und in der Folge umzusetzen.

Ein weiterer Punkt im Hinblick zur Eruierung von schutzzielorientierten Verbesserungspotentialen ist eine selektive Erweiterung der bei deterministischen Untersuchungen angewendeten oft einfachen binären Einzelfehlerkriterien durch weitere, komplexere Einzelfehler, oder um einen zweiten, ganz oder teilweise zeitnah wirkenden weiteren Fehler. Eine vergleichbare Vorgehensweise wurde beim ESK-Stresstest für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung gewählt. Neben den Einzelthemen wurden dort auch Kombinationen betrachtet und bewertet. So wurden z. B. für eine Anlage der Gaszentrifugenanreicherung nicht nur die Auswirkungen eines Erdbebens, sondern auch die Auswirkungen eines Erbebens mit anschließendem Brand betrachtet. Ziel war es zu prüfen bzw. zu dokumentieren, ob in diesem Fall mit größeren radiologischen Belastungen als zuvor angenommen zu rechnen ist. Auch wurde dieses Analyseergebnis wiederum zu den Analyseergebnissen eines Brandes in der Kombination mit einem Flugzeugabsturz gesetzt. Solche übergeordnete Verkettungen sollen im Rahmen einer PSÜ verstärkt eingesetzt werden.

A.5 Spezifizierung erster Ansätze zur Problemlösung und Überprüfung auf Eignung zur Anwendung auf Einrichtungen zur Kernbrennstoffversorgung

Nachfolgend wird an einem einfachen, konstruierten Beispiel exemplarisch der Befüllvorgang der Befüllstation eines innerbetrieblichen Transportbehälters mit Brennstoffpellets betrachtet, bei den Unregelmäßigkeiten in Form einer Überfüllung postuliert werden. Die Relevanz dieses Szenarios ist die Überschreitung einer vorgegebenen Schüttgutobermenge von Brennstoff u. a. auch vor dem Hintergrund der Gewährleistung eines

ausreichenden Sicherheitsabstands zu möglichen kritikalitätssicherheitsrelevanten Grenzwerten.

Zentraler Steuerungspunkt bei diesem hypothetischen Ereignis ist das Signal des Wiegeprozesses, das den Befüllvorgang des Behälters steuert. Die Gewichtsbestimmung beim Wiegetisch erfolgt durch die Addition, der an den vier Tischecken vorhandenen Sensoren. Postuliert wird, dass zunächst, durch einen Ausbruch an der Kunststoff-Wiegetischabdeckung, dann ein Pellet-Bruchstück in den mechanischen Bereich der Wiegetechnik rutschten konnte. Bedingt durch die mechanischen Schwingungen beim Maschinenbetrieb wanderte das Bruchstück weiter unter den Wiegetisch und reduzierte an einer der vier Ecken des Wiegetisches den freien Federweg der Wiegeeinrichtung. In der Folge kam es durch die, ab einer gewissen Belastung dann einsetzende Verklemmung, zu einer zu geringen Gesamtgewichtsanzeige, die eine unbemerkte Überfüllung des Transportbehälters bedingte. Integral hielt sich die Überladung durch den nur einen betroffenen Sensor in Grenzen, so dass es zu keinem Überquellen des Behältervolumens kam. In der zugehörigen deterministischen Fehlerbetrachtung wurde lediglich ein Ausfall/Fehlen des Messsignals unterstellt, nicht aber ein nicht linear verfälschtes Messsignal betrachtet. Folglich wurden keine Überwachung/Vorkehrungen gegen ein Auftreten eines auf diese Weise verfälschten Messsignals implementiert. Somit liegt hier ein weitaus komplexeres Fehlerszenario vor, als für Wiegevorgänge üblich abgeprüft wird.

Dieser postulierte Fehler beinhaltet, dass die Wiegetischabdeckung nicht zuverlässig funktionierte. Das Messignal ist in der Anfangsphase der Wägung zunächst bis zum Zeitpunkt des zunehmenden Aufsetzens des Wägetisches auf den Fremdkörper in Ordnung und erst mit weiterer Belastung fehlerbehaftet zu klein. Auch ist das elektrische Signal an sich vorhanden, d. h. es liegt kein Kabelbruch oder eine sonstige elektrische Signalauffälligkeit vor, auf die üblicherweise geprüft wird. Somit werden keine ungewöhnlichen Messwerte außerhalb der erwarteten Größe signalisiert. Das auslösende Ereignis, dass ein Fremdkörper in den unteren Bereich der Waage eindringen konnte und die Folge eines sich nun verzerrenden Messsignals wurde nicht betrachtet gezogen.

Im konkreten, vorliegenden Fall wäre bei einem besseren mechanischen Schutz, die Teilblockade nicht passiert. Allerdings ist zu unterstellen, dass ähnliche Phänomene durch ein Lösen oder Abbrechen eines inneren mechanischen Teils der Wiegemechanik, diesen Effekt in ähnlicher Weise bedingen könnte. Die kontinuierliche Überwachung der Messkette ging nur von dem messtechnischen Fehlerfall, dass das Messignal außerhalb eines integralen Erwartungsbereichs liegt aus. Hier ist nun der Übergang zu einer

intelligenteren Signalüberwachung mit mehreren Grenzwerten für das Messsignal, idealerweise, auf zeitlich dynamische Erwartungswerte, sinnvoll. D. h., wenn Pellets bereits eine Minute eingefordert werden, muss sich auch das Gewichtssignal verändern und zumindest in einem Erwartungswertebereich liegen.

Da ein am selben Wiegetisch angebrachtes redundantes Messsystem in ähnlicher Weise dem Effekt aufgesessen wäre, könnte nur durch eine weiteres, diversitäres Messsystem Abhilfe geschaffen werden. Auch wäre eine weitere Verbesserungsstrategie durch eine Verknüpfung mit weiteren Prozessdaten denkbar. Hier können Prozessdaten wie *Förderschieber auf* in Korrelation mit dem zunehmenden Gewichtsgradienten des Transportbehälters gebracht werden. Ebenfalls wäre als zusätzliche Steuergröße, ein maximal zulässiges Zeitfenster für den Förderprozess hinterlegbar bzw. weitere begrenzende Verknüpfungen generierbar. Auch könnte über eine berührungslose Materialflussüberwachung während des Zustandes *Schieber auf* bei laufenden Zuförderprozess, bis hin zu einer Rückstaudetektion beim laufenden Förderband, für eine weitere Prozessüberwachung, nachgedacht werden.

Für diese Art von Fehlern wäre eine Übersicht wie die What-If-Analyse in einem ersten Ansatz geeignet, um zügig zu einem Ergebnis zu kommen bzw. Hot Spots aufzudecken, bzw. bewerten zu können. Eine entsprechende Analyse könnte in groben Zügen in etwa folgende Abfragen enthalten.

Tab. A.1 What-If: Funktion: Ermittlung des Befüllungsgrades Behälter beim Wiegevorgang über eine Messung des Gesamtgewichtes

Kategorie	What-If	Auswirkung	Maßnahme	Empfehlung
Fehlfunktion	Komplettausfall des elektrischen Wiegesignals (4-20mA)	Füllmengenbestimmung nicht möglich	Sofortiger Abbruch des Befüllvorgangs und Meldungsauslösung	Siehe Hinzunahme weiterer Kriterien
	Signal < 4 oder > 20 mA	Füllmengenbestimmung nicht möglich	Sofortiger Abrruch des Befüllvorgangs und Meldungsauslösung	Siehe Hinzunahme weiterer Kriterien
Hinzunahme weiterer Kriterien für eine verbesserte Zustandserkennung bzw. Detektion von Abweichungen				
Abweichung vom Normalverhalten	Messignal vor Start des Befüll Vorgangs abweichend vom Erwartungswert leerer Behälter	Korrekte Füllmengenbestimmung nicht möglich	Start der Zuförderung verhindern, Meldungsauslösung	--
	Gradienten Überwachung Signal außerhalb Erwartungswert, trotz aktivenMaterialflußsignal	Füllmengenbestimmung unsicher	Abbruch des Befüllvorgangs und Meldungsauslösung	--
	Signal bleibt über x-Zeiteinheiten konstant trotz aktiver Zuförderung, d. h. anstehenden Materialflußsignal	Füllmengenbestimmung unsicher	Abbruch des Befüllvorgangs und Meldungsauslösung	--
Hinzunahme von diversitären Füllstandssignal				
Fehlfunktion	Messwert nicht vorhanden oder außerhalb des Erwartungswertes	Füllmengenbestimmung nicht gesichert möglich	Bearbeitungszyklus zeitnah beenden	
Abweichung vom Normalverhalten	Abweichungen bei: • Gradienten Überwachung während Zuförderung • Korrelationsbetrachtung zu vorhandenen Gewichtssignal	Füllmengenbestimmung nicht gesichert möglich	Bearbeitungszyklus zeitnah beenden	

Durch Einsatz einer diversitären Messgröße wie z. B. der Füllhöhe im Behälter, kann eine wirksame Absicherung bzw. Kontrolle, des kontinuierlichen Befüllprozesses erreicht werden. Bei Schüttgut ist die Besonderheit der kegelförmigen Aufhäufung zu berücksichtigen, die unter Umständen keine besonders genaue Mengenbestimmung zulässt. Der Einsatz eines Rüttlers oder Schiebers zur Egalisierung der Füllhöhe, ist unter Abwägung des Nutzens sowie seiner möglichen Fehleranfälligkeit bzw. bei einem Rüttelvorgang als Stress für die restlichen Komponenten nicht zielführend. Speziell durch die größenbedingte Eigenschaft der Pellets zur Bildung von Hohlräumen im Rahmen einer Schüttgutansammlung, können bei einem zusätzlichen Flüssigkeits- oder entsprechenden Staubeintrag bei einer reinen Füllhöhenbestimmung diese Effekte nur schwer erfasst werden. Somit ist die Füllhöhenbestimmung als ein hauptsächlich absicherndes, diversitäres Signal begrenzter Genauigkeit anzusehen. Dies zunächst als ein generisches Beispiel für eine mögliche Auswirkung beim Auftreten eines zweiten Fehlers.

Bei der Auswahl weiterer hinzuzunehmenden Fehler sind solche Fehler, bei denen die Möglichkeit einer Verletzung der Schutzziele zu unterstellen sind, vorzugsweise zu untersuchen. Daher muss die Auswahl, bzw. die Postulierung weiterer Fehler von Personen mit ausreichenden Detailkenntnissen der Systemtechnik erfolgen.

An dieser Stelle seien allgemein möglich auslösende Ereignisse, somit im Sinne oberhalb und unterhalb der Meldeschwelle angesprochen. Bei der Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen wurde die Notwendigkeit für eine entsprechende tiefergehende Analyse bereits zuvor dargelegt, da in diesen Fällen, die deterministische Betrachtung Lücken aufzeigte. Bei Ereignissen unterhalb der Meldeschwelle, d. h. der allgemeinen Precursor-Thematik, ist die Auswertung von „normalen“ Betriebserfahrungen (typisch auf analytischer wie auch auf statistischer Basis) ein unverzichtbarer Teil im Rahmen der geforderten kontinuierlichen Anlagenbetrachtung und dem daraus abgeleiteten Verbesserungspotential. Dabei ist auch abzuprüfen, ob ggf. nur dank günstiger Umstände ein untypisches *Betriebsverhalten* nicht weiter zum meldepflichtigen *Ereignis* eskaliert. Hier bedarf es entsprechender Datenbasen. Mit der zunehmenden Digitalisierung in der Prozesssteuerung sowie den am Markt etablierten *Condition Monitoring Systemen*, mit mitzählende Lastwechsel- oder Gradienten-Überwachungssystemen, *Aging Monitoring Systemen*, bis hin zu online mitrechnenden Modell- und Assistenzsystemen, kann zu jedem Zeitintervall des Prozesses ein qualifizierter Erwartungswert rechnerisch bereitgestellt werden. Dies wäre auch ein klassischer Übergang, von einem reinen binären, zu einem zumindest abgestuft diskreten System, bzw. einer diskreten Betrachtungsweise.

Mit solchen Erwartungswerten kann weitaus sensitiver als mit z. B. einer reinen Min-, Maxwert-Überwachung detektiert werden. Bei festgestellten Abweichungen kann somit wesentlich schneller und zielgerichteter reagiert werden und besonders im Bereich von unbekannten Cliff-Edge-Effekten, Gefahrensituationen entscheidend verringert werden. Neben einer Erhöhung der Prozesssicherheit trägt diese Art der Prozessverfolgung auch zu einer online-Prozessgüteüberwachung mit bei, so dass sowohl Sicherheit und Produktgüte davon gleichermaßen profitieren.

Als weiteres konkretes Beispiel sei hier für die obig genannten Systeme, die Möglichkeit z. B. das Schwingungsverhalten von Rohrleitungen, wie etwa von UF_6-Leitungen bei den Anlagen der Kernbrennstoffversorgung kontinuierlich erfassen zu können. Durch eine zusätzliche Korrelation der Schwingungswerte (nach Amplitude und Frequenzlage) mit dem augenblicklichen Durchsatzmengen, lassen sich so spezifische Referenzdatensätze generieren. Im weiteren Betrieb werden dann die erfassten Schwingungswerte im Rahmen der finger-print-Basis wesentlich sensitiver auf Abweichungen überwachbar. Somit werden frühzeitig erste Abweichungen vom Referenzzustandsverhalten automatisiert erkannt und gemeldet, bevor es zu Einschränkungen an der eigentlichen Rohrleitungsstruktur kommt.

Eine weitere wohl auch immer mehre eingesetzte Anwendung bei Prozessüberwachungen, ist die Strategie der Bilanzierung einzelner Prozessgrößen im Rahmen des Prozessflusses. Durch entsprechende Verknüpfungen der einzelnen Bilanzen kann der Gesamtprozess verfolgt und bei Abweichungen entsprechend zeitnah reagiert werden. Beim obigen Beispiel aus dem Bereich der Pellet-Förderung/des Pellet-Transports können durch eine abschnittsweise Betrachtung der geförderten Gewichtsmassen entsprechende Massen-Abschnittsbilanzierung vorgenommen und kontinuierlich auf Abweichungen überwacht werden.

Mit solchen Analysen bzw. Überwachungsstrategien kann eine Aufbereitung, Auswertung mit nachgängiger Bewertung der Betriebsdaten durchgeführt werden. Dies stellt dann auch den Nachweis dar, dass im Rahmen des geforderten kontinuierlichen Verbesserungsmanagements entsprechende Untersuchungen durchgeführt wurden.

Allgemein soll das obere Beispiel zeigen, dass ein vermeintlicher einfacher Vorgang wie eine Gewichtsbestimmung von Prozessgut, welches aber möglichst genau und hoch zuverlässig in einem dynamischen Prozessvorgang eingebettet ist, bereits eine gewisse Komplexität erreicht. Allgemein ist noch anzuführen, dass die Gewichtserfassung von

UO_2 eine in nahezu allen Anlagenanteilen wichtige Rolle spielt. Wenn so Daten zum Gewicht in Teilprozessen bereits vorliegen, ist der Übergang zu einer Strategie der prozessselektiven Gewichtsbilanzierung naheliegend. Dies hilft nicht nur bei Fragen der Qualitätssicherung des Produktes Pellet an sich, sondern auch bei Fragen der Mengenerfassung für den Bereich der Bestimmung des Kritikalitätsabstandes von Materialanhäufungen während des Produktionsprozesses.

A.6 Zusammenfassung

In der Folge der Umsetzung der EU-Richtlinie 2009/71/EURATOM wurde eine Anpassung des Atomgesetzes und damit u. a. eine Erweiterung um das Thema Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜen) für kerntechnische Einrichtungen durchgeführt. In diesem Kapitel wurde dazu zunächst eine Abgrenzung der wissenschaftlich-technischen Anforderungen der beiden relevanten Paragrafen des AtG, § 7 und § 19 (a) durchgeführt. Die in § 7 gelisteten Anforderungen sind dabei nicht nur auf die Genehmigungserteilung, sondern als ein kontinuierlich einzuhaltendes Reglement zu sehen. § 19a (3) benennt die durch den Betreiber zu erstellende und zu bewertende PSÜ, die dann abschließend der Aufsicht zur Prüfung vorzulegen ist. § 19 (4) inkludiert bei der PSÜ-Fragen der Unfallverhütung und der Abmilderung von Unfallfolgen. Generell ist dabei ein wichtiger Teil der PSÜ die Zusammenstellung und erneute Überprüfung und Bewertung von Unterlagen zu verschiedenen, sicherheitsgerichteten Themen zu sehen, die während des Betriebes – als Betriebserfahrungen – gesammelt wurden. Zu den im AtG allgemein genannten kerntechnischen Anlagen gibt es vom BMUV für Kernkraftwerke und Zwischenlager entsprechende PSÜ-Leitlinien. In diesem Kapitel wurde dabei auf die Frage einer Übertragbarkeit der beiden Leitlinien auf die beiden Anlagentypen der in Deutschland vorhandenen Kernbrennstoffversorgungsanlagen, sowie auf allgemein ableitbare und mögliche Anforderungen an eine typische PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen abgehoben. Allgemein wird auch gezeigt, dass Ereignisse unterhalb der Meldeschwellen ein wichtiges Potential für den kontinuierlichen Verbesserungsprozess der Anlage besitzen und durch einen Ausbau der generischen Methodik in der Folge, die Sicherheit erhöht werden kann.

B Anhang B: Periodische Sicherheitsüberprüfung für Anlagen der Nuklearen Versorgung im Ausland

Mit der Einführung der Paragrafen § 19a (3) und (4) in das Atomgesetz (AtG) /BMJ 22/ folgte der deutsche Gesetzgeber der Umsetzung der EU-Richtlinien 2009/71/EURATOM /REU 09/ und deren Erweiterung und Präzisierung durch 2014/87/EURATOM /REU 14/ in nationales Recht. Dieselbe Verpflichtung gilt für alle EU-Mitgliedsstaaten sowie die Schweiz (seit 2014) und UK (seit 2021) als assoziierte Mitglieder. In diesem Kapitel werden die Ergebnisse der Recherche dokumentiert, wie die anderen Mitgliedsstaaten die genannte Richtlinie umsetzen. Insbesondere liegt der Fokus darauf, ob und welche Anforderungen im jeweiligen untergeordneten Regelwerk an die Durchführung einer PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen in diesem Rahmen entstanden sind. Darüber hinaus werden weitere internationale Aktivitäten aufgezeigt, z. B. seitens der IAEA, und weitere Länder mit bedeutender Kernenergie betrachtet, wie z. B. Indien. Dabei zeigte sich, dass sich frei zugängliche Unterlagen primär auf die prinzipielle Vorgehensweise fokussieren. Informationen zu durchgeführten Iterationsschleifen und deren Ergebnisse, auch generischer Art, sind nicht frei zugänglich bzw. konnten bei der Recherche nicht gefunden werden.

B.1 Periodische Sicherheitsüberprüfung, IAEA-Anforderungen

Die umfangreiche Reihe der IAEA-Sicherheitsstandards beinhalten auch anlagenspezifisch formulierte Anforderungen, wie z. B. in SSG-25 *Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants* /IAEA 13/, die sich als Stand von Wissenschaft und Technik auch in den aktuellen PSÜen widerspiegeln müssen. Nach dem Unfall von Fukushima wurden von der IAEA die *Safety Standards Series* SSR-2/2 *Safety of Nuclear Power Plants, Commissioning and Operation* /IAEA 16/ aktualisiert. Ähnliche anlagenspezifische Anforderungen der IAEA sind in SSR-4 *Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities* /IAEA 17/ für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung veröffentlicht.

Basierend auf den zuvor zugrunde gelegten Anforderungen an die Anlagen, dient die Periodische Sicherheitsüberprüfung der Aufrechterhaltung der Sicherheit und der Einhaltung des Stands von Wissenschaft und Technik.

Speziell unter dem Anforderungspunkt 5, *Safety assessment and periodic safety review*, wird in SSR-4 ausgeführt, dass die Angemessenheit der Auslegung der Anlage des Kernbrennstoffkreislaufs durch umfassende Sicherheitsbewertung zu verifizieren ist. Dies ist in einem Sicherheitsanalysebericht niederzulegen, der auch die für die Sicherheit erforderlichen Betriebsbedingungen und -grenzen definiert. Die Sicherheit der Anlage bzw. der Anlagenzustände ist in der Sicherheitsanalyse unabhängig zu überprüfen und zu bewerten. Diese systematischen Sicherheitsbewertungen sind zyklisch durchzuführen, sowie erforderliche Korrekturmaßnahmen zu ergreifen und umzusetzen. Idealerweise ist die erste Sicherheitsbewertung bereits Teil des Entwurfsprozesses und unterliegt, wie auch die weitere Entwicklung der Anlage, einer kontinuierlichen Fortschreibung durch Folge-PSÜen.

Übertragbarkeit auf deutsche PSÜ-Anforderungen:

Die in der IAEA-Unterlage aufgeführte generische Vorgehensweise verlangt die Sicherstellung der Angemessenheit der Auslegung der Anlage. Im Rahmen der geforderten *Periodic Reviews* ist deren Überprüfung sowie die Überprüfung der Einhaltung der betrieblich vorgegebenen Grenzen etc. durchzuführen. Die in einem Sicherheitsbericht niederzulegenden Ergebnisse sind unabhängig zu überprüfen bzw. zu bewerten. Dies entspricht dem Grundgedanken der in der EU und speziell in Deutschland umgesetzten Vorgehensweise. Unabhängig davon können die IAEA-Dokumente auch, wie in Großbritannien praktiziert, als Best Practice gesehen und somit als zu berücksichtigende Vorgehensweisen eingestuft werden.

B.2 Periodische Sicherheitsüberprüfung von Ländern innerhalb Europas

Basierend auf der EU-Richtlinie 2014/87/EURATOM /REU 14/ sind EURATOM-Mitgliedsstaaten, die Nuklearanlagen betreiben, aufgefordert, die Pflicht zur Durchführung der PSÜ in nationales Recht zu überführen. Der Hauptfokus liegt bei den PSÜen meist auf Kernkraftwerken, bedingt durch deren hohes Gefahrenpotential. Dementsprechend liegt der Fokus der PSÜen der betreffenden Länder auf diesen Anforderungen. Im Vergleich dazu ist die Anzahl der Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, in diesem Kapitel auf den Bereich Urananreicherung und Brennelementfertigung fokussiert, deutlich geringer. Auch sind diese Anlagen häufig Unikate. In Spanien werden daher Anlagen der Kernbrennstoffversorgung allgemein als eine Art Untermenge der Kernkraftwerke (KKWs) eingestuft, jedoch mit weitaus reduzierten Gefahrenpotential. Oft wurden dort keine spezifischen PSÜ-Anforderungen erstellt, sondern es gelten die PSÜs für KKW,

mit allgemeinen Maßgaben wie z. B. „sind der Anlagenkonfiguration entsprechend“ anzuwenden.

Im Folgenden wird zunächst auf die existierenden PSÜen eingegangen und dann, soweit zutreffend, die Anpassungen für Anlagen der Kernbrennstoff-Versorgung beschrieben. Um zu den einzelnen nationalen Umsetzungen einen Einstieg zu geben, werden jeweils zunächst die zuständige nationale Behörde sowie eventuell in den Regelwerksprozess eingebundene Sachverständigenorganisationen benannt.

B.2.1 PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen in Frankreich

Die in Frankreich zuständige Behörde *L'Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (ASNR)*, ist seit dem 01.01.2025 eine Fusion aus der vormaligen Behörde Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) und dem vormaligen Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) als technisch-wissenschaftliche Forschungs- und Sachverständigenorganisation, in unterstützender Zusammenarbeit mit weiteren Ausschüssen. Um den Prozess von Sicherheitsneubewertungen (PSÜen) im Regelwerk zu verankern, wurde dieser im Juni 2006 in das Gesetz Nr. 2006-686 über Transparenz und nukleare Sicherheit aufgenommen. Im Gegensatz zu Deutschland sind in Frankreich zusätzliche Phasen des Kernbrennstoffkreislaufs (z. B. Wiederaufarbeitung abgebrannter MOX-Brennelemente oder Brennelemente aus Forschungsreaktoren) vorhanden. Mit diesem breiteren Spektrum sind auch die Neuerungen durch den Fortschritt von Wissenschaft und Technik, bzw. die eingesetzten Techniken vielfältiger als in den meisten anderen Ländern Europas.

In diesem Zusammenhang ist es wichtig, die Sicherheit für Anlagen mit Genehmigungen ohne zeitliche Begrenzungen regelmäßig zu überprüfen. Neben dem bereits bestehenden nationalen Regelwerk wurde die von der EU-Richtlinie geforderte periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) in französisches Recht überführt /BAU 07/, /NEA 13/. Mit den PSÜen kann bei festgestellten Sicherheitsdefiziten entsprechender Handlungsbedarf eingefordert oder sanktioniert werden.

Der Prozess einer PSÜ umfasst zwei wesentliche Schritte. Einerseits, die Überprüfung der Konformität der Anlage mit einem Referenzsicherheitssystem, und zum anderen die Neubewertung des Sicherheitsnachweises.

Durch die Überprüfung des Sicherheitsnachweises unter Berücksichtigung der internationalen Best Practices soll eine kontinuierliche Verbesserung der Anlagensicherheit gewährleistet werden. Dies erfolgt auf der Basis der während der Betriebszeit gesammelten Betriebserfahrung und dem Feedback zur Alterung der Systeme der Anlage, aber auch vor dem Hintergrund von, auf der Basis von neuen erweiterten Sicherheitsanforderungen gewonnenen Erkenntnisse. Diese Überprüfung muss einen klaren Überblick über die Situation der Einrichtung in Bezug auf geltende Vorschriften und Gefahren oder Nachteile der Einrichtung nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik geben. Insbesondere ist dazu der aktuelle Zustand der Einrichtung, die Betriebsrückmeldungen, die Entwicklung des internen und internationalen Know-hows, sowie relevanter Vorschriften zu berücksichtigen, die auf diese Art der Anlage oder ähnliche Einrichtungen anzuwenden sind.

Der Genehmigungsinhaber muss einen Bericht erstellen, in dem die Schlussfolgerungen der Neubewertungen und gegebenenfalls der zu ergreifenden Maßnahmen zur Beseitigung festgestellter Abweichungen, oder zur Verbesserung der Sicherheit, aufgeführt sind. So im Errichtungsbeschluss keine kürzeren Zeiträume genannt oder durch die Behörde verfügt wurden, muss die PSÜ spätestens alle zehn Jahre erfolgen. Bei den PSÜen können speziell bei Altanlagen in der Konsequenz mannigfaltige Verbesserungspotentiale gelistet werden, die dann in Anträgen zu Modifikationsverbesserungen oder Betriebsmodifikationen münden.

Die Neubewertung und Begründung der Sicherheit der Anlage muss alle Gefahren umfassen, die in und um die Anlage bestehen. Dies gilt für alle Stoffarten, egal ob sie mit den verarbeiteten radioaktiven oder chemischen Materialien verbunden sind, oder anderen Ursprungs sind, wie z. B. von Brand- und anderen Explosionsgefahren. Ebenfalls eingeschlossen darin sind Gefahren im Zusammenhang mit dem Transport von radioaktivem Material vor Ort oder Gefahren, die durch menschliche oder organisatorische Faktoren bedingt sind. Auch die Alterung von Gebäuden, Bauwerken und Anlagen (z. B. durch Verschleiß oder Korrosion), die einen Einfluss auf das Sicherheitsniveau haben können, müssen ebenfalls mit in die Betrachtung einbezogen werden. Darüber hinaus muss die vom Genehmigungsinhaber geplante Zukunftsstrategie der Anlage, also die erwartete Lebensdauer, die Entwicklung der Aktivitäten und der beteiligten radioaktiven Materialien, usw. berücksichtigt werden.

Dies resultiert in Verbesserungs- oder Änderungsvorschlägen mit den dazugehörigen Begründungen, Sicherheitsstudien und einem Zeitrahmen. Je nach Schwere bzw. Dringlichkeit können vom Betreiber temporäre Ausgleichsmaßnahmen vorgeschlagen werden, bis die Umsetzung der originär geplanten Verbesserungen erfolgen.

Im Allgemeinen ist es in Summe ein Prozess, der bis zu mehreren Jahren dauern kann, wenn man die Aktualisierung der Sicherheitsdokumente (Sicherheitsbericht, allgemeine Betriebsvorschriften, Notfallplan) durch den Betreiber und die Interaktion mit ASNR mit einrechnet. Der Sicherheitsnachweis mit den begründeten Verbesserungsvorschlägen und dem angestrebten zeitlichen Rahmen der Arbeiten muss jedoch mindestens ein Jahr vor der Sitzung vorgelegt werden. ASNR führt eine umfassende Bewertung der Sicherheit der Anlage durch, insbesondere die Prüfung der Akzeptanz bei vom Genehmigungsinhaber vorgeschlagenen Abhilfemaßnahmen.

Das Ziel bei festgestellten Abweichungen bzw. Vorschlägen besteht grundsätzlich nicht darin, alle bestehenden Punkte kurzfristig zu beseitigen. Vielmehr wird verifiziert, dass die Sicherheits- und Strahlenschutzmaßnahmen der Anlage im Rahmen ihres zukünftigen Betriebs, wie er vom Betreiber definiert wird, und in vollem Einklang mit den Vorschriften stehen. Dabei wird geprüft, ob das Defense-in-Depth-Konzept stets angewendet wird.

Darüber hinaus zielt die PSÜ auch auf Fragen der Standortorganisation ab. Darunter wird z. B. unter dem Schlagwort Gesamtkohärenz der Standortorganisation, die besonders für den Arbeitsschutz wichtige Gültigkeit der Zoneneinteilung in die drei Bereiche einer effektiven Dosis verstanden und kontrolliert: über 1 mSv/Jahr, über 6 mSv/ Jahr und in weiter erhöhte Bereiche.

Abschließend muss eine PSÜ so weit wie möglich, das Feedback von ähnlichen ausländischen Einrichtungen berücksichtigen.

Nach Abschluss der regelmäßigen Sicherheitsüberprüfung übermittelt die Behörde dem Genehmigungsinhaber das entsprechend Ergebnis der Prüfung. Neben einer Freigabe zur Fortsetzung des Betriebs der Anlage, basierend auf der individuellen Genehmigungskonfiguration, können darin aber auch auf Basis der PSÜ-Ergebnisse Empfehlungen für zu erfüllende Auflagen enthalten sein.

Eine der Hauptschwierigkeiten bei diesen Sicherheitsüberprüfungen ist die Bewertung der von den Betreibern vorgeschlagenen Maßnahmen zum Umgang mit festgestellten Nichtkonformitäten, da in Einrichtungen älterer Bauart nicht immer alle aktuellen technischen Anforderungen umgesetzt werden können. Daher schlägt der Betreiber von seiner Seite Maßnahmen vor, die nach seiner Auffassung ein gleichwertiges Sicherheitsniveau bieten.

Unter Umständen können die Neubewertungen dazu führen, dass der Betreiber die endgültige Abschaltung einer Anlage vorzieht, anstatt kostspielige Arbeiten durchführen zu lassen. Eine Neubewertung des Sicherheitsniveaus kann die Behörde für nukleare Sicherheit auch dazu veranlassen, die verbleibende Lebensdauer der Anlage zu begrenzen und den weiteren Betrieb nur unter der Bedingung zu genehmigen, dass geeignete Minderungsmaßnahmen durchgeführt werden, oder weitere zeitliche Beschränkungen erlassen werden.

Übertragbarkeit auf deutsche PSÜ-Anforderungen:
Bedingt durch die in Deutschland geltende streng kontinuierliche Aufsicht und der damit verbundenen kontinuierlichen Einhaltung des Stands von Wissenschaft und Technik sind hier keine Defizite erkennbar bzw. keine Übertragbarkeiten auf deutsche Anlagen der Kernbrennstoffversorgung ableitbar.

B.2.2 PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen in Spanien

In Spanien erfolgt die Aufsicht durch den Rat für nukleare Sicherheit (*Consejo de Seguridad Nuclear*, CSN). Während des Betriebs der Kernkraftwerke wird eine kontinuierliche Bewertung ihrer Sicherheit durchgeführt, die umfangreiche Aspekte ihres Betriebes beinhalten. Parallel zu der nuklearen Energieerzeugung verfügt Spanien über eine in Betrieb befindliche Anlage zur Brennelementfertigung, die *Fabrica de combustible* in Juzbado. Dort werden, basierend auf einem keramischen Verfahren, Pellets aus dem importierten Grundmaterial Uranoxidpulver hergestellt und diese Pellets zur Fertigung von Brennstäben und Brennelementen verwendet. In Spanien erfolgt weder eine Anreicherung noch eine Wiederaufbereitung von Kernbrennstoffen.

Die zwei wichtigsten Dokumente in Bezug auf PSÜen sind im Folgenden kurz zusammengefasst:

Die Anweisung IS-26 vom 16. Juni 2010 des CSN über grundlegende nukleare Sicherheitsanforderungen für kerntechnische Anlagen /CSN 10/ legt die grundlegenden nuklearen Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke, Forschungsreaktoranlagen, Kernbrennstoffherstellungsanlagen, etc. fest. Hier ist auch die Pflicht zur Durchführung von PSÜen gemäß der EURATOM-Richtlinie verankert und umgesetzt.

Mindestens alle zehn Jahre muss der Genehmigungsinhaber der kerntechnischen Anlage eine PSÜ durchführen und diese der CSN vorlegen. Die PSÜ muss dabei bestätigen, dass die Anlage weiterhin den zugrunde gelegten Auslegungsgrundlagen entspricht. Ein weiteres Ziel ist, durch eine systematische Analyse eine Gesamtbewertung des Verhaltens der Anlage über den betrachteten Zeitraum vorzunehmen. Dabei sind neben den konventionellen auch alle Aspekte der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes umfassend einzubeziehen. Bei sich ergebenden Abweichungen muss die Einleitung von entsprechenden Korrekturmaßnahmen nachgewiesen werden. Neben der Einhaltung der zugrunde gelegten Auslegungsgrundlagen sind die Anlagen verpflichtet, sich an internationale Best Practices and Standards anzugleichen, wie etwa die Dokumentenreihe der IAEA Safety Standards Series.

Das zweite Dokument ist der Sicherheitsleitfaden GS 01.10 (Rev. 2) vom Mai 2017, *Periodische Sicherheitsüberprüfungen von Kernkraftwerken* /CSN 22/, /CSN 17/, /CSN 20/. Dieser Leitfaden gilt für in Betrieb befindliche spanische Kernkraftwerke. Für andere kerntechnische Anlagen wie z. B. die vorhandene Brennelementfabrik in Juzbado ist dieser der „Anlagenkonfiguration entsprechend“ zu verwenden. Dies impliziert eine sinngemäße Übertragung.

Die in dem Sicherheitsleitfaden von CSN empfohlenen Methoden sollen dem Betreiber als Hilfestellung hinsichtlich der Einhaltung der vorgegebenen Vorschriften dienen. Bei ordnungsgemäßer Begründung und äquivalenter Effektivität, können vom Betreiber auch abweichende Methoden und Lösungsansätze gewählt werden.

Die Ziele einer PSÜ sind gemäß den nationalen Anforderungen:

1. Überprüfung der Eignung und Wirksamkeit der Programme und SSCs (Structure, System, Component) der Anlage, um einen sicheren Betrieb aufrechtzuerhalten.

2. Überprüfung der Einhaltung der neuesten anwendbaren nationalen und internationalen Vorschriften sowie der bewährten Verfahren der Sicherheitsanalyse, parallel zu den standardmäßig, kontinuierlich durchgeführten Sicherheitsbewertungen.

3. Identifizierung der erforderlichen Maßnahmen, um alle Abweichungen zu vorhandenen Genehmigungsgrundlagen zu beseitigen, die im Rahmen der Überprüfung festgestellt werden.

4. Erstellung eines Maßnahmenplans basierend auf den Ergebnissen (Schwächen und Stärken), um die Sicherheit der Anlage aufrechtzuerhalten oder zu erhöhen.

5. Benötigte Verbesserungen in den amtlichen Betriebsunterlagen inkl. der Bewilligungsgrundlagen bis zur nächsten PSÜ bzw. bis zum Ende des gewerblichen Betriebs ermitteln, falls die Betriebseinstellung vor dem nächsten PSÜ erfolgt.

Insgesamt gilt, dass die PSÜ eine der Grundlagen bei Entscheidungsfindungen in Bezug auf die Verlängerung von Betriebsgenehmigungen oder den langfristigen Betrieb der nuklearen Anlage bildet. Nach Auswertung der Ergebnisse der von den Einrichtungen durchgeführten PSÜ, legt die CSN zusätzliche Sicherheitsanforderungen an die Anlage fest, wenn sie dies für erforderlich hält.

Konkrete Ausführungen, wie diese originär für KKWs geltenden Ausführungen auf die Anlage der Brennelement-Produktion gemäß ihrer Anlagenkonfiguration reduziert wird, liegen nicht vor. Dazu sei angemerkt, die Pellet Produktion auf Basis von Urandioxidpulver als Grundprodukt, wie sie in Spanien realisiert ist, ein geringeres Gefahrenpotential besitzt, als dies bei Verwendung des Vorstufenprodukts Uranhexafluorid der Fall ist, wie es in Deutschland praktiziert wird.

<u>Übertragbarkeit auf deutsche PSÜ-Anforderungen:</u>
Der Prozess bei spanischen PSÜen umfasst ebenfalls nach der EU-Vorgabe, die zwei verbindlichen Schritte der Überprüfung der Konformität der Anlage mit dem Genehmigungszustand sowie eine Neubewertung des Sicherheitsnachweises, wie es auch in Deutschland der Fall ist. Der Hinweis, dass der originär für Kernkraftwerke vorhandene Leitfaden auch für andere kerntechnische Anlagen entsprechend ihrer Konfiguration zu verwenden ist, bedarf dann in seiner praktischen Umsetzung entsprechend begründete

Ausführungen. Speziell ist davon auszugehen, dass nach der erst PSÜ eine entsprechende Vorgehensweise für die nachfolgenden PSÜen vorgezeichnet ist. Basierend auf dem in Spanien gewählten Vorgehen, den für Kernkraftwerke vorhandenen Leitfaden auch für andere kerntechnische Anlagen entsprechend ihrer Konfiguration anzuwenden, lässt sich die Vorgehensweise für Deutschland als eine, wenn auch allgemeine Formulierung anwenden.

B.2.3 PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen in den Niederlanden

Die niederländische Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (*Autoriteit Nuvleaire Veiligheid en Stralingsbescherming*, ANVS) definiert die für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz nötigen Anforderungen in den Niederlanden. Das ANVS fällt in die Zuständigkeit des Ministeriums für Infrastruktur und Wasserwirtschaft (*Ministerie van Infrastructuur en Waterstaat*, IenW). Sie erarbeitet Regeln, erteilt Genehmigungen, überwacht deren Einhaltung und kann Durchsetzungsmaßnahmen ergreifen. Diese basieren u. a. auf den Anforderungen der Internationalen Atomenergieorganisation IAEO mit spezifischen Anpassungen, einschließlich der Referenzwerte der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) /IAEA 19/, /IEA 14/.

Die ANVS verfolgt bereits zum Beginn einer PSÜ deren Umsetzung, beginnend mit der Vereinbarung des Umfangs und des Überprüfungsrahmens für jede einzelne PSÜ einer Anlagenart. Dabei wird auch vereinbart, welche Dokumente von der ANVS während der Bewertungsphase geprüft werden. Der Betreiber hat einen Bericht über die Konformität der Anlage zum geltenden Genehmigungsumfang sowie über potenzielle Sicherheitsverbesserungen sowie einen konzeptionellen Verbesserungsplan zu erstellen. Für die PSÜen wird sich speziell am IAEA Dokument SSG-25 *Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants* /IAEA 13/ orientiert. Zusätzlich hat ANVS mit den Betreibern für eine abgestufte Vorgehensweise ein Gewichtungsverfahren mit einer Risikomatrix für Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren vereinbart. Für andere Anlagen ist eine angepasste, einfachere Methode gemäß der entsprechenden Anlagenkonfiguration zu verwenden.

Neben einem KKW und Forschungsreaktoren sind in den Niederlanden Anlagen des Brennstoffkreislaufs in Form einer Uran-Anreicherung sowie der Lagerung nuklearer Abfälle vorhanden.

Die Niederlande haben die Richtlinie 2009/71/EURATOM des Rates vom 25. Juni 2009 über nukleare Sicherheit am 22. Juli 2011 in Kraft gesetzt. Die Sicherheitsziele sind in einigen Punkten landesspezifischer formuliert /ANVS 14/. Auch beinhaltet diese Verordnung die Verpflichtung für eine kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit /IENM 16/, ähnlich wie in den deutschen Vorgaben. Nach dem Unfall in Fukushima Daiichi führten die Niederlande neben einem Stresstest für das KKW Borssele auch Stresstests bei der Urananreicherungsfabrik von Urenco in Almelo durch.

Basierend auf den IAEA- sowie den nationalen Vorgaben bzw. vertraglichen Vereinbarungen, wurde die erste PSÜ (Überprüfung auf Konformität zum Genehmigungszustand, sowie Neubewertung des Sicherheitsnachweises) für die URENCO-Anreicherungsanlage Almelo im Jahr 2017 abgeschlossen. Die PSÜen im Einzelnen wurden jedoch nicht publiziert, so dass die konkreten Vereinbarungen und Dokumente zu der Anlage Almelo nicht frei verfügbar vorliegen.

Auch zeigt der Umstand, dass für das KKW Borssele im Jahre 2013 bereits die dritte PSÜ durchgeführt wurde, die erste PSÜ für die Kernbrennstoffanlage Almelo aber erst im Jahr 2017 durchgeführt wurde, eine abgestufte nationale Vorgehensweise, basierend auf dem ermittelten Gefahrenpotential der Anlage.

Übertragbarkeit auf deutsche PSÜ-Anforderungen:
Der Prozess bei niederländischen PSÜen umfasst ebenfalls nach der EU-Vorgabe die zwei, wie auch in Deutschland verbindlichen Schritte der Überprüfung der Konformität der Anlage mit dem Genehmigungszustand sowie eine Neubewertung des Sicherheitsnachweises. Besonders bei der Erst-PSÜ ist die von ANVS verfolgte Vorgehensweise, bereits zum Start der PSÜ eine Vereinbarung hinsichtlich des Umfangs und des Überprüfungsrahmens mit dem Betreiber zu treffen, zu dem deutschen Standpunkt unterschiedlich, dass die PSÜ ein Sicherheitsinstrument des Betreibers ist, und daher auch entsprechende Umsetzungsausführungen selbigen obliegen. Dies lässt keine direkten Übertragbarkeiten auf deutsche Anlagen der Kernbrennstoffversorgung zu.

B.2.4 PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen in Rumänien

Die atomrechtliche Genehmigungsbehörde Rumäniens ist die *Comisia Nationala pentru Controlul Activitatilor Nucleare* (Nationale Kommission für die Kontrolle von kerntechnischen Aktivitäten, CNCAN). Das Institut für Nuklearforschung in Pitesti fungiert als unabhängige nationale Sachverständigenorganisation für die nukleare Aufsichtsbehörde.

Neben KKWs vom Typ CANDU existieren Forschungsreaktoren, eine Anlage zur Herstellung von CANDU-Brennelementen, ein Uranbergbau-Standort und die Uranmahl- und Verarbeitungsanlage Feldioara (Yellow Cake, Kalzinierung, Reduktion zu UO_2). Zur Herstellung von CANDU-Brennelementen ist zu berücksichtigen, dass diese mit Natururan oder nur geringfügig angereichertem Uran gefertigt werden. Dies reduziert das Gefahrenpotential dieser Brennelementfabrik gegenüber Fabriken für LWR-Brennstoffe, da ein Kritikalitätsereignis bei entsprechenden Eingangskontrollen der ^{235}U-Anreicherung aus physikalischen Gründen ausgeschlossen werden kann.

Basierend auf den EURATOM-Anforderungen wurden entsprechende Regelungen in Rumänien umgesetzt /CNC 20/. Dazu heißt es in der Verordnung NSN-21, dass der Genehmigungsinhaber unter der Aufsicht der zuständigen Regulierungsbehörde systematisch und regelmäßig die Sicherheit der kerntechnischen Anlagen neu zu bewerten hat, mindestens alle 10 Jahre. Diese Neubewertung der Sicherheit zielt darauf ab, die Konformität der Anlage zum geltenden Genehmigungsumfang zu gewährleisten und weitere Sicherheitsverbesserungen zu ermitteln, indem z. B. Alterungsprobleme, Betriebserfahrungen, neueste Forschungsergebnisse und Entwicklungen in internationalen Normen berücksichtigt werden. Auch hat Rumänien eine lange Tradition der Teilnahme an IAEA-Missionen wie der SEDO (Safety Evaluation of Fuel Cycle Facilities During Operation). Hier wird in Form eines Peer-Review-Diensts die Betriebssicherheit einer Kernbrennstoffkreislaufanlage anhand der IAEA-Sicherheitsstandards bewertet und Verbesserungsempfehlungen für organisatorische und betriebliche Sicherheitsprogramme gegeben, wichtige Aspekte einer PSÜ.

Übertragbarkeit auf deutsche PSÜ-Anforderungen:

Der Prozess bei rumänischen PSÜen umfasst ebenfalls die nach der EU-Vorgabe notwendigen Schritte der Überprüfung der Konformität der Anlage mit dem Genehmigungszustand sowie eine Neubewertung des Sicherheitsnachweises, wie auch in Deutschland. Basierend auf dem Umstand, dass in Rumänien Kernbrennstoff auf Basis von Natururan (d. h. ohne Anreicherung und über UO_3 als Zwischenschritt) für CANDU-Reaktoren gefertigt wird, ergeben sich keine Schnittmengen zur Kernbrennstoffversorgung für DWR bzw. SWR, wie sie in Deutschland produziert werden.

B.2.5 PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen in Belgien

Die belgische Atomaufsichtsbehörde ist die Föderale Agentur für Nuklearkontrolle (Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle, FANC / L'Agence fédérale de Contrôle

nucléaire, AFCN). Die Beaufsichtigung erfolgt durch das Innenministerium. Generell beinhaltet die Aufgabe der Föderalagentur die Durchführung aller Maßnahmen zur Festlegung aller Betriebsbedingungen für Einrichtungen, in denen ionisierende Strahlung verwendet wird. Ebenfalls inbegriffen ist die Evaluierung der Sicherheit sowie die Sicherheitsüberwachung von Einrichtungen, in denen radioaktive Stoffe verwendet oder in Besitz gehalten werden. Dazu gehört auch die Überwachung, Kontrolle und Inspektion dieser Einrichtungen, ebenso wie Strahlenschutz, Schulung etc. /FAN 19/.

Bei den regelmäßig durchzuführenden Sicherheitsüberprüfungen kerntechnischer Anlagen müssen alle Aspekte der Sicherheit einer Anlage abgedeckt werden. Als Hinweis für eine PSÜ für Klasse I Anlagen (z.B. Kernreaktoren oder Anlagen, die spaltbare Stoffe verwenden oder lagern) gibt es eine vorgegebene Liste von 14 Themen, die in einer PSÜ abgearbeitet werden müssen.

Die bisherigen Anlagen zur Brennelementfertigung der Firma FBFC International bei Dessel in Antwerpen befinden sind in der Stilllegung (2012) und im Rückbau /FAN 22/. Diese Anlagen wurden mittlerweile aus dem Klasse I Status entlassen.

Übertragbarkeit auf deutsche PSÜ-Anforderungen:
Auch in Belgien erfolgt bei einer PSÜ die Überprüfung auf Konformität der Anlage mit dem Genehmigungszustand sowie eine Neubewertung des Sicherheitsnachweises. Bei den aktuell in Belgien als Klasse I eingestuften Anlagen (Doel, Mol, Thiange, Fleurus) ist in der PSÜ eine als Art „Mindestanforderung“ zu berücksichtigende Liste von 14 grundlegenden, übergeordneten Themen genannt. Die bereits 2012 geschlossene Produktionsanlage für Kernbrennstoff, FBFC, wurde aufgrund ihres Rückbaufortschritts aus ihrem früheren Klasse I Status entlassen. Daher lassen sich keine direkten Übertragbarkeiten auf deutsche Anlagen der Kernbrennstoffversorgung ableiten.

B.2.6 Periodische Sicherheitsüberprüfung in Litauen

Litauen trat im Mai 2004 der EU bei und hat die Richtlinie 2014/87/EURATOM entsprechend der Vorgabe in sein nationales Recht integriert. Dies erfolgte mit dem nationalen Gesetz *Gesetz über die nukleare Sicherheit der kerntechnischen Anlagen* und wurde am 16. Juni 2016 verabschiedet. Es enthält die nationalen Bestimmungen, die notwendig sind, um die Vorgaben der EU-Richtlinie umzusetzen.

Litauen betrieb zur Erzeugung von Elektrizität das Kernkraftwerk Ignalina. Die Stilllegung dieser Anlage war eine Forderung der Europäischen Union im Rahmen der Beitrittsverhandlungen mit Litauen, da die sowjetischen Reaktoren des Typs RBMK-1500 als Sicherheitsrisiko angesehen wurden. Die Abschaltung von Block eins erfolgte am 31. Dezember 2004, Block zwei wurde am 31. Dezember 2009 abgeschaltet /RIE 22/. Der Neubau des projektierten Kraftwerks Visagina wurde 2016 nach einem negativen Referendum gestoppt. Die Regierung plant aber weiterhin, neue Atomkraftwerke zu bauen. Litauen verfügt über keine eigene Kernbrennstofferzeugungsanlagen. Der Brennstoff für das stillgelegte Kernkraftwerk Ignalina wurde aus Russland importiert. Ebenfalls im Jahr 2016 hat die litauische staatliche Nuklearaufsichtsbehörde State Nuclear Safety Inspectorate (VATESI) dem Kernkraftwerk Ignalina die Betriebsgenehmigung für das von NUKEM / GNS errichtete und in unmittelbarer Nähe zum KKW gelegene Zwischenlager ISFSF für die Lagerung der abgebrannten Brennelemente erteilt. Dies ist als ein wichtiger Meilenstein in Bezug auf den Rückbau des KKW Ignalina zu sehen.

Übertragbarkeit auf deutsche PSÜ-Anforderungen

Die generellen Anforderungen für PSÜen umfassen in Litauen ebenfalls, wie auch in Deutschland, die nach der EU-Vorgabe notwendigen Schritte, d. h. die Überprüfung der Konformität der Anlage mit dem Genehmigungszustand sowie eine Neubewertung des Sicherheitsnachweises nach Wissenschaft und Technik. Basierend auf dem Umstand, dass die Abschaltung der litauischen Kernkraftwerke eine EU-Beitrittsbedingung war und Litauen keine Anlagen der Kernbrennstoffversorgung betreibt, ist für diese Themenkomplexe keine Übertragbarkeit auf Deutsche Anlagen vorhanden.

B.2.7 Periodische Sicherheitsüberprüfung im Vereinigten Königreich

Wie eingangs ausgeführt war das Vereinigte Königreich zum Zeitpunkt der Vorgabe der EURATOM-Richtlinie noch Mitglied der EU. Das *Office of Nuclear Regulation* (ONR) ist die unabhängige britische Aufsichtsbehörde für nukleare Sicherheit und Schutzmaßnahmen. Neben vielfältiger Arbeitsaufgaben werden von der ONR auch internationale kerntechnische Entwicklungen verfolgt und eingeordnet. So werden z. B. die SAPs (*Safety Assessment Principles*) vom ONR als, für die britische Nuklearindustrie relevante und zu beachtende bewährte Praxis anerkannt.

Das zentrale Dokument hinsichtlich der PSÜ im Vereinigten Königreich ist der Leitfaden (*Technical Assessment Guide*, TAG) *Periodic Safety Review* /ONR 22/. Hier wird für kerntechnische Anlagen gefordert, dass Periodische Sicherheitsüberprüfungen in einem

möglichst zehnjährigen oder kürzeren Zeitintervall zu erstellen sind. Der grundlegende Zweck der PSÜ ist, sicherzustellen, dass die Anlage in jeder Phase ihres Betriebslebenszyklus angemessen sicher bleibt und gleichzeitig in Übereinstimmung mit einem aktuellen und ausreichenden Sicherheitsnachweis betrieben wird.

Die Neubewertung der Sicherheit zielt dabei darauf ab, die Übereinstimmung der Genehmigung mit der aktuellen Konstruktionsgrundlage zu gewährleisten und weitere Sicherheitsverbesserungen zu ermitteln, indem Alterungsprobleme, Betriebserfahrungen, neueste Forschungsergebnisse und Entwicklungen aus nationalen und internationalen Normen berücksichtigt werden.

Nach der regulatorischen Grundlage, der *Licence Condition* (LC) 15 (PSÜ) und den dazu entsprechenden Leitfäden (siehe /ONR 19/, /RIE 22/) ist sicherzustellen, dass die Betreiber angemessene Vorkehrungen für die regelmäßige und systematische Überprüfung und Neubewertung von Sicherheitsnachweisen treffen und entsprechend umsetzen.

Als Basis hat das ONR Sicherheitsbewertungsgrundsätze festgelegt, die für die Bewertung von Sicherheitsnachweisen für kerntechnische Anlagen durch seine Fachinspektoren gelten. Dazu dienen die Unterlagen der LC-Serie, von denen im Folgenden für einen Überblick einige dieser LCs beispielhaft aufgezählt sind:

- LC10 Schulung
- LC11 Notfallvorkehrungen vor Ort
- LC12 Konformitätsprüfung
- LC13 Ausschuss für nukleare Sicherheit
- LC14 Sicherheitsdokumentation
- LC15 Regelmäßige Überprüfung
- LC16 Lagepläne Entwürfe und Spezifikationen
- LC17 Managementsysteme
- LC18 Strahlenschutz
- LC19 Bau oder Installation einer neuen Anlage
- LC20 Änderung des Entwurfs der im Bau befindlichen Anlage

- LC21 Inbetriebnahme
- LC22 Modifikation oder Experiment an bestehender Anlage
- LC23 Betriebsregeln
- LC24 Bedienungsanleitung
- LC25 Operative Aufzeichnungen
- LC26 Steuerung und Überwachung des Betriebes
- LC27 Sicherheitsmechanismen, Geräte und Schaltkreise
- LC28 Regelmäßige und systematische Untersuchung, Inspektion, Wartung und Prüfung
- LC29 Pflicht zur Durchführung von Prüfungen, Inspektionen und Untersuchungen

Die Arbeit der dafür eingesetzten ONR-Inspektoren wird in LC15, *Regelmäßige Überprüfung* durch Hinweise zu einzelnen Themenblöcken unterstützt. Eine spezielle Aufgliederung in einzelne Arten von kerntechnischen Anlagen, und somit eine eindeutige typselektive Vorgehensweise, ist nicht umgesetzt.

Entsprechend der gewählten Vorgehensweisen werden den Inspektoren auch Hinweis gegeben, dass die Gesamtwirkung der in der PSÜ identifizierten negativen Feststellungen (Schwächen), vorgeschlagenen Sicherheitsverbesserungen aber auch positiven Feststellungen (Stärken) mit deterministischen Methoden überprüft werden sollen. Dies soll sicherstellen, dass die Gesamtrisiken im Zusammenhang mit dem Weiterbetrieb der Anlage so gering wie vernünftigerweise möglich bleiben (ALARP).

Die mit negativen Befunden verbundenen Risiken sollen detailliert bewertet werden. Für einen möglichen weiteren Betrieb sind jedoch angemessene Begründung bereitzustellen. Da die Implementierung von technischen Lösungen einige Zeit in Anspruch nehmen kann, müssen bis zur Umsetzung der eigentlichen Abhilfe, ausreichende vorläufige Maßnahmen ergriffen werden, damit der Betrieb fortgesetzt werden kann.

Diese Vorgehensweise der Prüfung, Bewertung und Festlegungen bei Abweichungen entspricht im Wesentlichen denen der PSÜ-Vorgaben der EU.

Wie zu Beginn ausgeführt, nimmt der ONR Guide *Periodic Safety Review* auch Bezug auf z. B. die IAEA-Sicherheitsstandards. In dem ONR Leitfaden *Periodic Safety Review* wird auf die IAEA-Sicherheitsstandards hingewiesen, speziell, dass dort weitere anlagenspezifische formulierte Anforderungen an die PSÜen vorhanden sind, z. B. für Kernkraftwerke. Ähnliche anlagenspezifische Anforderungen der IAEA, sind auch für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung in der SSR-4 „Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities“ veröffentlicht. Diese Sicherheitsleitfäden enthalten Empfehlungen und Anleitungen zur Einhaltung der Sicherheitsanforderungen und präsentieren international bewährte Verfahren. Hinsichtlich einer Allgemeingültigkeit werden dort die Anforderungen mit generischem Charakter formuliert. Weitere, anlagenspezifische Unterscheidungen werden nicht ausgeführt.

Übertragbarkeit auf deutsche PSÜ-Anforderungen:

Allgemein werden im Vereinigten Königreich auch PSÜen nach dem prinzipiellen Vorgehen der Überprüfung der Konformität der Anlage mit dem Referenzsicherheitssystem sowie einer Neubewertung des Sicherheitsnachweises gefordert bzw. durchgeführt. Dies ist unter Umständen auch dadurch bedingt, dass Großbritannien zum Zeitpunkt des Inkrafttretens der die PSÜ betreffende EU-Richtlinie im Jahr 2014 noch Mitgliedsstaat der EU und von Euratom war. Eine Übertragbarkeit von Festlegungen oder Strategien im Sinne einer Weiterentwicklung der in Deutschland praktizierten Vorgehensweise, ist nicht gegeben.

B.3 Periodische Sicherheitsüberprüfung im außereuropäischen Ausland

Für die Untersuchung, inwieweit in anderen außereuropäischen Ländern die PSÜ-Vorgaben der EU angewendet werden, bzw. ähnliche Vorgaben existieren, wurden exemplarisch die zwei Ländern Indien (Kapitel B.3.1) und Japan (Kapitel B.3.2) ausgewählt. Abschließend wird in Kapitel B.3.3 Australien diskutiert, das zwar abgesehen von einem Forschungsreaktor und mehreren Uranmienen über keine weiteren kerntechnischen Anlagen verfügt, aber sich bereits mit der Erstellung von entsprechenden Regelwerken beschäftigt.

B.3.1 Periodische Sicherheitsüberprüfung in Indien

In Indien unterliegen Aktivitäten zur Errichtung und Nutzung von Nuklearanlagen den Bestimmungen des *India Atomic Energy Act*. Die darin formulierte Zielsetzung ist die

Gewährleistung der Sicherheit der Bevölkerung, der Beschäftigten sowie des Umweltschutzes. Die Verantwortung zur Festlegung von Regularien und Sicherheitsnormen, sowie für die Überwachung deren Umsetzung erfolgt durch das *Atomic Energy Regulatory Board* (AERB) das ebenfalls die Randbedingungen zur Definition der Ziele, Sicherheitsnormen etc. formuliert und auch entsprechende Sicherheitsleitfäden als Ansätze zu deren Umsetzung bereitstellt. Die Grundlagen dafür bilden national und international anerkannte Sicherheitskriterien für das Design, den Bau und den Betrieb von Geräten, Strukturen, etc. für Nuklear- und Bestrahlungsanlagen im Allgemeinen.

Die Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs umfassen in Indien Front-End (Uranabbau, Konversion, Brennstoffherstellung) als auch Back-End (Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente und Entsorgung radioaktiver Abfälle) der Kernenergieerzeugung. Die von dem AERB hinterlegten Dokumente bieten Leitlinien für die zyklische Verlängerung der Genehmigung für den Betrieb der Front- und Back-End Anlagen /AERB 10/. Nichtradiologische Aspekte wie Arbeitssicherheit und Umweltschutz etc. werden darin nicht explizit berücksichtigt.

Die Aufsichtsbehörde erteilt die Erstgenehmigung für den Betrieb einer Anlage, abhängig von der Sicherheitsüberprüfung und Bewertung des Projekts in der Phase der Inbetriebnahme gemäß dem AERB-Sicherheitsleitfaden. Es gilt das Prinzip der zyklischen Erneuerungen der Betriebsgenehmigung. Die Genehmigungen werden jeweils nach Ablauf für einen weiteren, maximal fünf Jahre dauernden Zyklus ausgesprochen. Die typischerweise geplante Lebensdauer einer Kernbrennstoffkreislaufanlage hängt von den verwendeten Betriebsmitteln ab und liegt zwischen 5 und 25 Jahren.

Während des Betriebs der Anlage wird ein unterstützender mehrstufiger Ansatz zur Bewertung verschiedener Aspekte der Betriebssicherheit der Anlage gewählt. Beispiele dazu sind die Überprüfung des Analgenverhaltens, Einhaltung der technischen Spezifikationen für den Betrieb, Überwachung verschiedener Geräte durch regelmäßige behördliche Inspektionen sowie das Management radioaktiver Abwässer. Bei Verlängerung der Genehmigung ist zunächst eine umfassende Sicherheitsüberprüfung sowie eine Beurteilung der bis dahin vorhandenen Betriebshistorie erforderlich. Auch inbegriffen sind explizit zu berücksichtigende Themen wie die kumulativen Auswirkungen der Anlagenalterung, Ergebnisse der wiederkehrenden Inspektionen, Systemänderungen, Rückmeldungen aus dem Betrieb, Überarbeitung der geltenden Sicherheitsnormen, technische Entwicklungen, ungewöhnliche Vorkommnisse und Strahlenschutz. Eine durchzuführende Periodische Sicherheitsüberprüfung soll zum einen eine umfassende

Darstellung des Anlagenzustandes beinhalten. Außerdem sollen Verbesserungen der Sicherheitsstandards des Anlagenverhaltens allgemein, aber auch zu den sicherheitsrelevanten Aspekten der kumulativen Auswirkungen der Anlagenalterung im speziellen berücksichtigt werden. Insgesamt sind dazu als Minimalanforderung 8 Themengebiete vorgegeben. Ziel einer solchen Überprüfung soll sein, etwaige Schwachstellen aufzudecken und geeignete Änderungen und Modifikationen vorzuschlagen, die zur Verbesserung bzw. Aufrechterhaltung des erforderlichen Sicherheitsniveaus der Anlagen erforderlich sind. Die vorgelegten Unterlagen durchlaufen eine mehrstufige Überprüfung durch AERB. Diese leitet dann die Unterlagen an ein Sicherheitskomitee weiter. Die Überprüfung und die darin gemachten Empfehlungen werden in einem weiteren Ausschuss diskutiert und an die Behörde mit einer entsprechenden Empfehlung weitergeleitet.

Das Ziel der dabei gegebenen betrieblichen Leitlinien und PSÜ-Themen besteht darin, eine Methodik bzw. Hilfestellung für die Durchführung regelmäßiger Sicherheitsüberprüfungen zur Erneuerung der Genehmigung von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs und deren Einreichung bei der Aufsichtsbehörde zu geben.

Übertragbarkeit auf deutsche PSÜ-Anforderungen:

In Indien erfolgt eine Genehmigung von Anlagen der Kernbrennstoffversorgung für jeweils einen maximalen Zeitraum von fünf Jahren. Danach muss eine Sicherheitsüberprüfung durchgeführt werden. Auch diese wird, ähnlich der EU-Richtlinie 2014/87/EURATOM, durchgeführt mit den beiden Hauptthemen der Überprüfung der Konformität der Anlage mit dem Genehmigungsstatus sowie einer Neubewertung des Sicherheitsnachweises basierend auf den bisherigen Betriebserfahrungen aber auch in Bezug auf neue national und international anerkannte Sicherheitskriterien. In der Zeit bis zur nächsten Genehmigung erfolgen Überprüfungen verschiedener Aspekte der Betriebssicherheit der Anlage.

Zumindest aus Betreibersicht ergibt sich die Vereinfachung, dass von der Aufsicht für die Erstgenehmigung sowie für die erste Genehmigungsverlängerung eine Themenvorgaben zur Genehmigungserneuerung bereitgestellt wird. Dies unterscheidet sich zu dem in Deutschland gewählten Ansatz, dass die Sicherheitsüberprüfung ein reines Element des Sicherheitsmanagement des Betreibers ist.

Die in Indien geltende maximale Genehmigungsverlängerungszeit um fünf Jahre wird u. a. mit den im Bereich der Kerntechnik üblichen Innovationsraten begründet. In Deutschland ist, bedingt durch die stets geforderte Einhaltung des Stands von

Wissenschaft und Technik, eine zeitnähere Handlungsvorgabe durch den Betreiber, aber auch durch die kontinuierliche Aufsicht gegeben.

B.3.2 Periodische Sicherheitsüberprüfung in Japan

Die Überwachung der japanischen kerntechnischen Anlagen wird durch die *Genshiryoku Kisei Iinkai* (Nuclear Regulation Authority, NRA), einer selbstständigen Behörde des japanischen Umweltministeriums reguliert und überwacht. Diese Behörde wurde nach dem Unfall von Fukushima neu etabliert, um die Unabhängigkeit der Nuklear-Aufsicht zu stärken, die vorher dezentral u. a. beim Wirtschafts- und Innenministerium, Kultus- und Wissenschaftsministerium etc. verteilt angesiedelt waren. Diese Neuordnung bzw. dieser Neuansatz lehnt sich in Teilen stark an einige IAEA-Empfehlungen an, wie z. B. der Checklistenansatz für Reaktorinspektionen.

Als eines der führenden Länder im Bereich der Nuklearforschung und Entwicklung, verfügt Japan über einen vollständigen Brennstoffkreislauf, einschließlich Anreicherung, Brennelement-Herstellung, Betrieb von Kernkraftwerken und der Wiederaufbereitung. Da Japan keine eigenen Uranvorkommen besitzt, müssen die nötigen Rohstoffe importiert werden. Dabei gibt es zahlreiche japanische Beteiligungen an ausländischen Uran-Minen, z. B. die Mehrheitsbeteiligung am australischen Minenprojekt Honeymoon von Uranium One.

Insgesamt verfügt Japan mit der zentralen Anreicherungsanlage Rokkasho über sieben Brennstoffherstellungsanlagen, inklusive einer Anlage zur Herstellung von MOX-Brennstoff /NEA 17/. Allgemein wurden nach *Fukushima* die Vorschriften hinsichtlich Erdbeben- und Tsunamigefahren, Wasserstoffexplosionen aber auch für das Notfallmanagement verschärft. Bedingt durch den hohen Energiebedarf und der Schwierigkeit seiner Deckung, setzt Japan trotz der erlebten Katastrophe verstärkt auf den Einsatz von Kerntechnik. Dabei wird der Bau neuer Anlagen sowie eine Verlängerung der Laufzeit aktueller Anlagen verfolgt.

Generell liegt der aktuelle Fokus der Arbeiten weniger auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, sondern mehr auf Kernkraftwerken und dabei auf einer möglichen Verlängerung der Betriebserlaubnis auf 60 Jahre und teilweise noch darüber hinaus. Integral wird mit dem Element von Übergangsfristen gearbeitet, um Betreibern entsprechende Reaktionsmöglichkeiten zu geben, wie z. B. die erfolgten Veränderungen des Regelwerks oder neue Zuständigkeiten.

Eine gemäß unserem Verständnis klassische, allumfassende PSÜ für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, wie sie mittlerweile in der EU gefordert wird, findet in den japanischen Dokumenten keine Erwähnung.

Ein in diesem Zusammenhang zentrales Dokument ist *Operational Status of Nuclear Facilities in Japan*, Edition 2013 /JNES 13/, das im Folgenden betrachtet wird. Bezüglich der oben erwähnten veränderten Zuständigkeit seit kurzer Zeit, wurden keine Unterlagen gefunden, die auf einen abrupten Wechsel der Überwachungsstrategie an sich hinweisen.

Bei Anlagen zur Herstellung von Kernbrennstoff erfolgen regelmäßig folgende Kontrollen:

- Eine jährliche Anlageninspektion zur Überprüfung, ob die Ausrüstung der Anlage den technischen Anforderungen hinsichtlich der zu erbringenden Anlagenanforderungen entspricht.
- Viermal jährlich eine Anlageninspektion zu Überprüfung der Einhaltung des Betriebssicherheitsprogramms, der Arbeitskontrolle und des Betriebsmanagements.
- Inspektionen zu den verwendeten Konstruktionsmethoden und der umgesetzten Konstruktion in der Anlage.
- Besondere Anlagen-Vorkommnisse sind, neben einer Meldung an die Behörde, entsprechend auszuwerten, sowie abzuleitende Konsequenzen daraus zu ziehen.

Basierend auf den Ergebnissen dieser Kontrollen hat der Betreiber einen Plan mit Maßnahmen zu erstellen, die ergriffen werden müssen, damit die Sicherheit der Anlage gewährleistet werden. Die Bewertungsmaßstäbe und Pläne dazu müssen im Abstand von höchstens zehn Jahren einer Überprüfung und Erneuerung unterzogen werden.

In diesem Zusammenhang wird kurz auf den Kritikalitätsunfall in Tokaimura 1999 in einer kleinen japanischen Kernbrennstoffherstellungsanlage Bezug genommen. Dieser Unfall wurde verursacht durch mangelnde Sicherheitskultur, eigenständigen d. h. nicht genehmigten Systemumbauten, mangelnder Kontrollen sowie mangelnder Ausbildung der Mitarbeiter. Der Unfall führte zu einem ca. 20 Stunden andauernden Kritikalitätsereignis mit insgesamt zwei Todesopfern. Dabei wurde beim Nassverfahren zur Brennstoffherstellung auf Basis von U_3O_8 der zur Unterkritikalitätseinhaltung säulenförmige Behälter durch eine, seit mehreren Jahren unentdeckte, Eigenkonstruktion umgangen.

Schließlich kam es durch weitere eigenmächtige Eingriffe mit dem Ziel der Beschleunigung der Arbeiten zu dem Unfall. In der Folge wurden die behördlichen Vorgaben, und vor allen die bis dato unzureichenden vor-Ort Kontrollmaßnahmen, verschärft. Dies zeigt die Wichtigkeit von Aufsicht und kontinuierlichen Sicherheitsüberprüfungen einerseits, andererseits aber auch die weiterzuentwickelnde Pflege der Sicherheitskultur, beides zentrale Themen der PSÜ.

Übertragbarkeit auf deutsche PSÜ-Anforderungen

Historisch bedingt gibt es in Japan keine Durchführung von umfassenden Betrachtungen von Anlagen der nuklearen Versorgung, wie z. B. bei der PSÜ in Deutschland. Stattdessen wird die Aufsicht durch eine Vielzahl von themenspezifischen Inspektionen durchgeführt, die eng getaktet sind. Bedingt durch die nach der Reaktorkatastrophe in Fukushima begonnene Bündelung der Zuständigkeiten sind weitere Optimierungen zu erwarten, auch unter dem Gesichtspunkt einer weiteren Verbesserung der Aufsicht. Der aktuelle Fokus ist dabei klar auf das Thema Neubauten sowie Laufzeitverlängerung von Kernkraftwerken gerichtet.

B.3.3 Periodische Sicherheitsüberprüfung in Australien

Die wichtigste Behörde der australischen Regierung für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit ist die *Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency* (ARPANSA), die im Gesundheitsministerium *Department of Health* als übergeordneter Behörde angesiedelt ist. Australien verfügt über einen Forschungsreaktor. Trotz seiner umfangreichen Uranmienen-Aktivitäten verfügt Australien über keine weitergehende Uranerz-Verarbeitungsanlagen, d. h. konkret über keine Anreicherungsanlage oder Brennelementfabrik. Dennoch existiert ein kerntechnisches Regelwerk, was u. U. auch durch frühere, ambitionierte kerntechnische Pläne bedingt ist.

Der Regulierungsleitfaden *Safety Analysis Report for Controlled Facilities* /ARP 20/ soll bei der Beantragung von Anlagengenehmigungen gemäß Abschnitt 32 des *Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Act* 1998 unterstützen. Dieser regulatorische Leitfaden dient der Erstellung von Sicherheitsanalysen, um Antragsteller oder Genehmigungsinhaber in jeder Phase des Anlagenlebens eine Anleitung zu geben. Dies beinhaltet sowohl die Standortvorbereitung, den Bau wie auch den Betrieb einer Anlage. Dabei sind unter der Phase Betrieb auch regelmäßige Sicherheitsüberprüfungen und somit letztendlich PSÜen angesprochen. Der Leitfaden, der sich an den Vorgaben der IAEA orientiert, soll dazu beitragen, dass Sicherheitsanalysen von Nicht-Reaktoranlagen in

Übereinstimmung mit guter internationaler Praxis erstellt werden. Dieses Dokument wird auch als Themen-Leitfaden für die behördliche Beurteilung eines Genehmigungsantrags zu den Lebensphasen von kerntechnisch kontrollierten Einrichtungen verwendet. Letztendlich soll die Sicherheitsanalyse die Konformität zu einer Anlagengenehmigung bestätigen, wobei die Sicherheitsnachweise einer Neubewertung unterzogen werden. Für Nicht-Reaktoranlagen werden dazu folgende neun Kapitel-Überschriften vorgegeben:

- Kapitel 1, Einführung und Beschreibung der Anlage
- Kapitel 2, Anlagen Eigenschaften
- Kapitel 3, Sicherheitsstrukturen, -systeme und -komponenten
- Kapitel 4, Gefahren und Unfallanalysen
- Kapitel 5, Anforderungen an die funktionale Sicherheit
- Kapitel 6, Schutz vor Radioaktivität
- Kapitel 7, Außerbetriebnahme
- Kapitel 8, Notfallplanung und Bereitschaft
- Kapitel 9, Managementsysteme

Die Kapitel-Überschriften sind weitgehend selbsterklärend, bis auf die *Funktionale Sicherheit*. Dies bezeichnet eine Risikominimierung, um Gefahren, die von Fehlfunktionen technischer Systeme ausgehen, zu vermeiden oder auf ein akzeptables Maß zu reduzieren. Die Kapitel-Überschriften werden durch die Auflistung von Folgethemen gemäß der jeweils ersten Kapitel-Unterebene richtungsweisend für jedes Hauptkapitel weiter konkretisiert.

Zusammenfassung

Mit einem einzelnen Forschungsreaktor sind die Erfahrungen in Australien mit kerntechnischen Anlagen begrenzt. Somit ergeben sich keine relevanten übertragbaren Erkenntnisse für deutsche PSÜ-Anforderungen.

C Anhang C: Vergleich des Handbuch zur Störfallanalyse der GRS mit internationalen Werken und Prüfung der Übertragbarkeit der Informationen auf deutsche Anlagen

Das amerikanische Pendant zum Handbuch zur Störfallanalyse der GRS, das NRC Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook (NUREG/CR-6410) /NRC 98/ sowie relevante Vorversionen und deren Referenzen wurden einer Analyse und Auswertung unterzogen. Diese Arbeiten wurden im Hinblick auf die Übertragbarkeit der gegebenen Informationen auf deutsche Anlagen durchgeführt und fließen somit in das Handbuch zur Störfallanalyse ein. Dabei steht die Anwendbarkeit der ermittelten Informationen für das Handbuch zur Störfallanalyse Teil D, *Exemplarische Anwendung der Störfallanalyse auf Einrichtungen der nuklearen Ver- und Entsorgung*, im Vordergrund /GRS 25/.

Der Zweck des NUREG/CR-6410 besteht darin, eine Anleitung zur Berechnung von Merkmalen der Freisetzung radioaktiver Stoffe /oder gefährlicher Chemikalien aus kerntechnischen Anlagen zu geben, die keine Kernreaktoren sind. Darüber hinaus bietet das Handbuch Anleitungen zur Berechnung der Folgen dieser Freisetzungen. Dazu wurde das Handbuch in die vier Hauptkapitel, Gefährdungsbeurteilung und Szenario Entwicklung, Quelltermbestimmung, Transport innerhalb des Containments / Confinements sowie atmosphärische Ausbreitung und Folgenmodellierung strukturiert. Zusätzlich werden diese Kapitel durch verschiedene Anhänge ergänzt, die weitere Informationen und beispielhafte Betrachtungen liefern. Thematisch werden im Bericht auch Themen wie Wiederaufbereitung, Verglasung und Plutonium betrachtet, aber auch Ausführungen auf waffenfähige Anreicherungsgrade vorgestellt, die hier von einer Übertragbarkeitsprüfung ausgenommen wurden. Auch unterscheidet sich das US-Handbuch darin, dass es nicht wie das GRS-Handbuch auf einer generischen Ebene aufgebaut ist, sondern zum Teil konkrete Rechenwege empfiehlt und signifikante Detaillierungen, bzw. auch Hinweise zur Vereinfachung von Termen gibt. Die grundlegenden physikalischen Basis-Zusammenhänge, die den Großteil der beiden Werke US- und GRS-Handbuch ausmachen, überdecken sich, trotz zum Teil erheblich unterschiedlicher Strukturierungen der Berichtsteile.

In den folgenden Kapiteln werden entsprechenden Ausführungen als Ergänzungen zum GRS-Handbuch dargestellt, basierend auf US-Unterlagen wie z. B. Nuclear Fuel Cycle Facility Analysis Handbook (NUREG/CR-6410) der Science Applications International Corporation für die U.S. Nuclear Regulatory Commission, aber auch anderer Unterlagen

wie dem Guidlines for Hazard Evaluation Procedures des Center for Chemical Process Safety des American Institute of Chemical Engineers, sowie weiterer Quellen.

Insgesamt handelt es sich bei den gefundenen Ergänzungen um die drei allgemeinen Themengebiete:

- Freisetzung von Uranhexafluorid, siehe Kapitel C.1
- Durchführung von einfachen Konzentrationsabschätzungen, siehe Kapitel C.2
- Nacharbeit von Gefahrenbewertungsstudien, siehe Kapitel C.3

Diesen drei Themengebiete sind im Folgenden, jeweils als ein Kapitel mit Unterkapiteln gewidmet. Zunächst erfolgt jeweils eine kurze Einführung zu dem Thema, gefolgt von einem Unterkapitel, das die Wesentlichen im GRS-Handbuch dazu ausgeführten Informationen zusammenfasst. Das folgende Unterkapitel gibt die weiterführenden Ausführungen aus den US-Quellen zu dem Thema wieder.

Besonders bei den Berechnungen wurde auf die unterschiedlichen Randbedingungen in Amerika und Europa eingegangen, trotz der Kapitelüberschrift Ergänzung aus dem US-Handbuch. So wurden z. B. auf die in Deutschland typischerweise verwendeten Behältergrößen umgerechnet bzw. umskaliert.

C.1 Freisetzung Uranhexafluorid

Uranhexafluorid (UF_6) ist einerseits das Basismaterial, mit dem die Anreicherung betrieben wird, andererseits ist es die Ausgangsbasis für die Herstellung des benötigten Urandioxid-Pulvers bei der Brennelement-Herstellung. Demnach ist es ein mehrfach und in hohen Mengen verwendeter Stoff im nuklearen Brennstoffkreislauf. Uranhexafluorid besitzt eine hohe Toxizität und einem Phasen-Tripelpunkt von 152 kPa bei 64,1 °C. Somit können bei geplanten Abläufen im Brennstoffkreislauf, aber auch bei Unfallabläufen mit UF_6, verschiedenen Phasen mit unterschiedlichen Gefahrenstufen auftreten. Da bei UF_6, je nach Temperatur- und Druckniveau, zusätzlich mit gefährlichen Folgeprodukten zu rechnen ist, ist diesem Thema höchste Aufmerksamkeit zu widmen.

C.1.1 Ausführungen im GRS-Handbuch zur Freisetzung von Uranhexafluorid

Im Störfallhandbuch Teil B, physikalisch chemische Grundlagen der Störfallanalyse, werden mögliche Störfälle im Zusammenhang mit der Freisetzung von Uranhexafluorid (UF_6) beschrieben. Dazu gehören Ausführungen zu:

6. gasförmiger Freisetzung von UF_6 innerhalb der Betriebsanlagen
7. mechanische Beschädigung und Absturz eines UF_6 Behälters
8. Austritt von UF_6 beim Transport
9. Gefüllte UF_6 Behälter unter Brandbedingungen
10. Einwirkungen von außen

Bedingt durch die besonderen Eigenschaften von UF_6, druck- und temperaturabhängig zu sub- bzw. zu resublimieren, gestalteten sich die genaue Betrachtung aufwendig. Der Sublimationspunkt unter Normaldruck (1.013,25 hPa) liegt bei 56,5 °C. Das in UF_6 enthaltene Uran wirkt beim Menschen als Schwermetallgift für Lungen und Nieren. Die besondere chemotoxische Wirkung von UF_6 besteht, besonders wenn es in der Gasphase vorliegt und mit dem Wasserdampf der Luft reagiert, vor allem in der Bildung von konzentrierten Aerosolen von strak ätzendem HF und UO_2F_2. Diese beiden Stoffe beinhalten das größere Letalitätspotential aller gebildeten chemischen Verbindungen. Somit sind Zustände von UF_6 mit möglichen Übergängen in die Gasphase besonders relevant.

Die in der vorherigen Aufzählung unter Punkt 2 angesprochene *mechanische Beschädigung und Absturz eines UF_6 Behälters* wird im Handbuch unter der Randbedingung eines (nur) teilweisen Aufreißen des Behälters unter Umgebungstemperatur angesprochen.

Unter Punkt 3, *Austritt von UF_6 beim Transport*, wird ein 2,5 cm großes Leck, ebenfalls unter normalen Umgebungsbedingungen angesprochen. Das UF_6 reagiert dabei mit der Luftfeuchtigkeit. Der sich dabei bildende UO_2F_2 Anteil ist fest und verstopft zunehmend die UF_6 Austrittsöffnung. Somit ist der Effekt unter normaler Außentemperatur wenig kritisch.

Der Punkt 4, *gefüllter UF_6 Behälter unter Brandbedingungen*, beschreibt, basierend auf dem Phasenübergang von UF_6, das druckbedingte Aufreißen der Behälterhülle sowie die schlagartige Freisetzung (Flash-Verdampfung) zu HF und UO_2F_2.

Punkt 5, *Einwirkung von außen,* postuliert, dass die größte Auswirkung von außen durch einen Flugzeugabsturz generiert wird und dabei global betrachtet, das größte Freisetzungspotential vorhanden ist.

Wie ausgeführt, hat austretendes gasförmiges UF_6 das größte Gefahrenpotential. Das US-Handbuch enthält neben einer Beispielrechnung zum kompletten Bersten eines erhitzten Behälters, zusätzliche Betrachtungen zu einem, durch ein Loch beschädigten, erhitzten Behälter. Damit geht es über das unter Punkt 2 bzw. 3 des Störfallhandbuchs der GRS vorhandene Beispiel eines Transportunfalls mit Loch bei jedoch normalen Umweltbedingungen entscheidend hinaus.

Beide Handbücher sind unterschiedlich aufgebaut. Während das US-Handbuch über weite Strecken direkte Anleitungen und Rechenformeln anbietet, ist das GRS-Handbuch auf die Beschreibung der Methodik der Vorgehensweise fokussiert. So gesehen gibt das US-Handbuch eine bereits festgelegte Methodik vor, plus Rechenvorschrift im Vergleich zum GRS-Methodenhandbuch.

Vor dem Hintergrund der Arbeiten zum Handbuch zur Störfallanalyse Teil D, *Exemplarische Anwendung der Störfallanalyse auf Einrichtungen der nuklearen Ver- und Entsorgung* /GRS 25/, in dem auch der Fall einer Leckage eines erhitzten UF_6 Behälters betrachtet wird, liegt der Fokus im Folgenden zunächst auf dessen detaillierteren und mit konkreten Rechenschritten und Ergebnissen ausgeführte US-Handbuch-Darstellung.

C.1.2 Ergänzende Ausführungen im US-Handbuch NUREG/CR-6410 zur Freisetzung von Uranhexafluorid in einem erhitzten UF_6 Transportbehälter mit kleinem Loch

Wie im vorhergehenden Kapitel ausgeführt, sollen im Folgenden, basierend auf dem US-Handbuch, der zusätzliche Fall eines kleinen Loches in einem auf 93 °C erwärmten UF_6-Transportbehälter dargestellt werden. Unter dieser Randbedingung sind bei dieser Betrachtung die beiden Phasen flüssig und gasförmig des UF_6 im Behälter existent. Somit muss zwischen folgenden beiden Fällen unterschieden werden:

- geometrischen Lage des Loches oberhalb des Phasenübergangs
- geometrischen Lage des Loches unterhalb des Phasenübergangs

Um die Darstellung übertragbar auf deutsche Verhältnisse zu machen, wurde das Beispiel bereits von dem im US-Handbuch verwendeten Behältertyp 48Y auf den in Deutschland verwendeten Behältertyp 30B umgerechnet. Damit verringert sich der Durchmesser des ein Zylinders in der Berechnung von 48 Inch (12 cm) auf 30 Inch bzw. 76 cm.

C.1.2.1 Szenario A: kleines Loch unterhalb des Flüssigkeitsspiegels mit kontinuierlicher Flash-Freisetzung

Im ersten betrachten Szenario wird ein kleines Loch unterhalb des Flüssigkeitsspiegels mit Stoßfreisetzung angenommen, Szenario A. Die Zylinderabmessung des 30B-Behälters lauten:

- Länge des Zylinderkörpers: 2,06 m
- Innendurchmesser: 0,76 m
- Wandstärke: 1,25 cm Stahl

Als minimales Innenvolumen wird für den Behälter = 736 Liter bzw. 0,736 m^3 angegeben. Die Zylindertemperatur in dem hier betrachteten Beispiel beträgt 92,85 °C, was 366 K entspricht. Die Anfangsbedingungen sind nun so gewählt, das bei einer Füllmenge von etwa 2.650 kg UF_6, der Flüssigkeitsanteil ca. 90 % und der Dampfanteil ca. 10 % des Zylindervolumens ausmachen. Nun erfolgt die unfallbedingte Einbringung eines Loches mit einem Durchmesser von 5 cm am tiefsten Punkt des liegenden Zylinders, der links und rechts von dem Loch unterstützt ist. Des Weiteren wird unterstellt, dass die Strömung entlang des Bodens des Zylinders einphasig ist.

Nach Locheinbringung ergibt sich folgender Ablauf: Das auftretende Flash-Phänomen (schlagartige Freisetzung) führt zu einem Vermischungsprozess mit der zehnfachen Masse von Luft bei 285 K (11,85 °C) und einer zu anfangs vorhandenen relativen Feuchtigkeit von 50-prozentigen bei einer Luftdichte von 1,236 kg/m3.

Die Rate der Flüssigkeitsfreisetzung durch ein Loch wird durch die Bernoulli-Gleichung gegeben:

$$Q = c\, A_0\, \rho_l\, [\, 2\, (p - p_a)/\rho_l + 2\, g\, h\,]^{0,5} \qquad \text{(C.1)}$$

Q	Freisetzungsrate in kg/s
c	konstant, normalerweise 0,6 für Flüssigkeitsfreisetzungen
A_0	Fläche der Öffnung: $2{,}0 \times 10^{-3}$ m^2
ρ_l	Flüssigkeitsdichte im Behälter bei 366 K (92,85 °C): 3.670 kg/m^3
p	absoluter Druck im Behälter: 344 kPa (50 psi bei 366 K)
p_a	atmosphärischer Druck: 101 kPa
g	Erdbeschleunigung: 9,81 m/s^2
h	statische Druckhöhe

Es werden 90 Volumenprozent Flüssigkeit, 10 Volumenprozent Dampf und eine horizontale Zylinderlage angenommen, siehe Abb. C.1. Dabei ist die statische Druckhöhe h definiert durch h = r + h', wobei h' die Höhe des Flüssigkeitsspiegels über der Mittellinie des Zylinders ist. Der Zylinderradius beträgt r = 0,38 m.

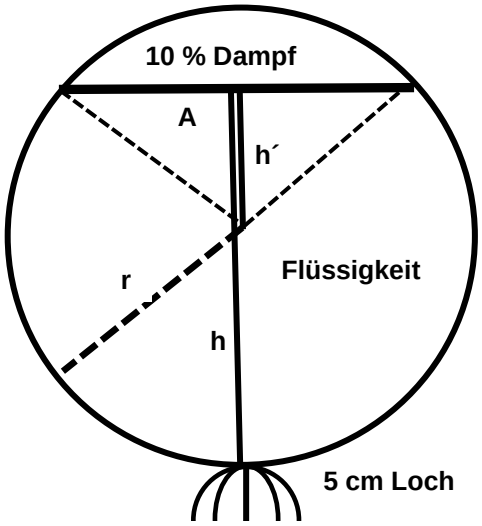

Abb. C.1 Modell eines ordnungsgemäß befüllten UF_6-Zylinders

Darüber hinaus ist das Volumen des Dampfsegments V_V durch Gleichung (C.2) gegeben:

$$V_V = 0{,}5\, r^2\, (rad\, A - \sin A)\, L \qquad \text{(C.2)}$$

A	Bogenmaß des Winkels, der in der Mitte liegt
L	Zylinderlänge: 2,06 m
V_V	10 % des Zylindervolumens
h'	r cos (A / 2)

Somit kann der Gesamtfüllstand h final zu ca. 0,64 m innen liegender Behälterhöhe bestimmt werden.

Der Effekt des ersten Terms in Klammern in Gleichung (C.1) ist viel größer als der des zweiten Terms. Der erste Term stellt den Durchfluss allein aufgrund der Druckdifferenz dar ([2 × (p - p_a) / p_l] = 132,2 Nm/kg), während der zweite Term den Durchfluss aufgrund der statischen Höhe darstellt (2 g h = 12,6 Nm/kg).

Unter Verwendung der obigen Konstanten und Behältermaße beträgt die Durchflussrate 53,8 kg/s. Somit entweicht der gesamte Inhalt des Zylinders in etwa 49 Sekunden. Diese Annahme ist konservativ, da der Zylinderdruck und die Temperatur mit der Zeit abnehmen werden. Dadurch wird die Durchflussmenge reduziert. Auch ist festzuhalten, dass sich nicht viel UF_6 im Inneren des Zylinders verfestigt. Dies liegt daran, dass flüssiges UF_6, wenn es den Behälter verlässt, die im Zylinder verbleibende Flüssigkeit nicht direkt kühlt. Dies steht im Gegensatz zu dem Fall einer Öffnung im Dampfraum. Dabei entzieht Dampf, der durch Verdampfung aus einem Flüssigkeitsreservoir ergänzt wird bei Verlassen des Behälters Wärme, was zu einer Abkühlung der Flüssigkeit und schließlich zu einer Verfestigung führt.

Die Geschwindigkeit des aus dem Boden des Zylinders austretenden Strahls beträgt

$$\frac{\mathrm{Q}}{\mathrm{A}_0\ \rho_\mathrm{l}} = \frac{53{,}8\ \frac{kg}{s}}{2 \times 10^{-3} m^2 \times 3.670\ \frac{kg}{m^3}} = 7{,}3\ \mathrm{m/s} \qquad \text{(C.3)}$$

Der Anfangsimpuls des Jets beträgt 53,8 kg/s × 7,3 m/s = 393 kg × m/s^2

Da der Strahl in dieser Konfiguration nach unten gerichtet ist, können eventuelle Feststoffpartikel auch auf dem Boden bleiben. Man geht konservativ davon aus, dass alle Teilchen in der Luft bleiben. Da der Strahl senkrecht auf den Boden trifft, hat er keinen horizontalen Impuls. Allerdings wird der Umgebungsluft beim Mischen nach dem Flash

ein horizontaler Impuls gegeben. Dieser horizontale Netto-Impulsgewinn ist gleich dem Impulsfluss der Luft, die anfänglich in den Strahl gemischt wurde.

Unter Verwendung der Gleichung (C.4) mit dem Quellbegriff des Massenanteils von UF_6, der in Dampf übergeht, wird dieser Anteil von UF_6, der zu Dampf bei der Sublimationstemperatur von UF_6 bei atmosphärischem Druck übergeht, auf ca. 54 % bestimmt. Danach ist eine weitere Vermischung mit etwa dem zehnfachen Masseanteil Luft zu rechnen.

$$f = \frac{m_l^i \left[\lambda_f + c_{ps}\,(T_t - T_s) + c_{pl}\,(T_i - T_t)\right] + m_v^i\left[\lambda_s + c_{ps}\,(T_t - T_s) + c_{pv}\,(T_i - T_t)\right]}{(m_l^i + m_v^i)\,\left[\lambda_s + c_{ps}\,(T_i - T_s) + c_{pv}\,(T_s - T_i)\right]} \qquad \text{(C.4)}$$

f	Massenanteil von UF6, das nach dem Abkühlen auf den Sublimationspunkt verdampft
T_i	Lagertemperatur: 366 K
T_s	Sublimationstemperatur von UF_6: 329,4 K
T_t	Tripelpunkttemperatur: 337 K
λ_s	Sublimationswärme von UF_6: 1,369 × 10^5 J/kg
λ_f	Schmelzwärme für den Fest-Flüssig-UF_6-Übergang: 5,458 × 10^4 J/kg
c_{pv}	spezifische Wärme bei konstantem Druck für UF_6-Dampf: 369,35 J/kgK^{-1}
c_{ps}	spezifische Wärme bei konstantem Druck für festes UF_6: 518,14 J/kgK^{-1}
c_{pl}	spezifische Wärme bei konstantem Druck für flüssiges UF_6: 563,3 J/kg-K
m_{il}	Anfangsmasse von flüssigem UF_6: 2.650 kg
m_{iv}	Anfangsmasse des Dampfes UF_6: 0 kg (In Realität kann durchaus Dampf vorhanden sein, der hier aber vernachlässigt wird.)

Ein Stichprobenvergleich, der mit dem Computercode *CYLIND* (NUREG/CR-4360) für den amerikanischen Behältertyp 48Y gerechnet wurde zeigte, dass das hier skizzierte Verfahren einen integral um ca. 3,7-fachen größeren Quellterm vorhersagt. Der Unterschied in den Durchflussraten lässt sich wie folgt erklären: Die Bernoulli-Gleichung geht von einer nicht flackernden, einphasigen, flüssigen Freisetzung aus. Alle Flashs erfolgen außerhalb der Öffnung. *CYLIND* geht von mehrphasigen Freisetzungen und Rohrreibungsverlusten aus. Eine Mehrphasenströmung reduziert die Massendurchflussrate, da die Dampfphase viel weniger dicht als die flüssige Phase ist und verringert dadurch die vorhergesagte Flussrate. Da die Bernoulli-Gleichung für reine Flüssigkeitsfreisetzungen genau ist, ist es wahrscheinlich, dass die niedrigeren *CYLIND*-Ergebnisse auf einer Annahme beruhen, dass es eine zweiphasige Strömung durch die Öffnung gibt.

Das hier unterstellte Szenario A geht von keinen Rohrreibungsverlusten aus, da die Strömung direkt aus einer Öffnung des Behälters austritt, was dem beschriebenen Szenario

entgegenkommt. Es wird dabei ein Abflusskoeffizient 1 verwendet. *CYLIND* geht von Rohrreibungsverlusten durch ein Rohr aus, das zum Ventil des Zylinders führt und nicht von einem direkten Loch.

Angesichts der unterschiedlichen konzeptionellen Modelle, die in dem hier dargestellten Szenario und in *CYLIND* verwendet werden, waren solche Unterschiede im Quellterm durchaus zu erwarten.

C.1.2.2 Szenario B: kleines Loch über dem Flüssigkeitsspiegels mit kontinuierlicher Dampffreisetzung

Im zweiten betrachten Szenario wird ein kleines Loch oberhalb des Flüssigkeitsspiegels mit kontinuierlicher Freisetzung angenommen, Szenario B. Die Zylinderabmessung des 30B-Behälters sind dieselben, wie für Szenario A:

- Länge des Zylinderkörpers: 2,06 m
- Innendurchmesser: 0,76 m
- Wandstärke: 1,25 cm Stahl
- Innenvolumen = 736 Liter bzw. 0,736 m^3

Es wird für den Zylinderinhalt eine Temperatur von 79,25 °C angenommen, was 352,4 K entspricht. Der Dampfdruck beträgt 240 kPa gemäß UF_6-Phasendiagramm. Der Zylinder enthält 2.650 kg UF_6 als gegebene Betriebsbedingungen.

Am höchsten Punkt des Zylinders entsteht ein Loch mit einem Durchmesser von 5 cm, welches zu einem vertikalen Dampfstrahl führt. Das austretende Gas wird schnell durch Verdampfung von flüssigem UF_6 wieder ersetzt. Durch die ablaufende Verdunstung kühlt den Zylinderinhalt zunächst bis zum Tripelpunkt und dann bis zum Sublimationspunkt von UF_6 ab. Am Sublimationspunkt ist der Dampfdruck gleich atmosphärischem Druck und die Freisetzung wird beendet.

Im Gegensatz zu den Szenario A, tritt bei Szenario B kein Flash außerhalb des Zylinders auf (schlagartige Freisetzung mit transienter Phasenübergang). In dem US-amerikanischen atmosphärische Dispersionsmodell *NRCPLUME*, das hier in Szenario B verwendet wird, ist ein Luftmitnahmemodell integriert, um die Luftmenge zu berechnen, die sich mit dem Strahl stromabwärts der Quelle vermischt. Die Emissionsraten werden

basierend auf den in /ENV 93/ der US-Environmental Protection Agency beschriebenen Methoden abgeschätzt.

- Die Dampfphase gehorcht dem perfekten Gasgesetz (p × V = 0n × R × T).
- Für Zweiphasenströmungen wird angenommen, dass sich alle freigesetzten Feststoffe mit vernachlässigbarer Ablagerung im Bereich der Quelle mit dem Wind bewegen.
- Der Inhalt des Zylinders befindet sich im UF_6-Dampf-Flüssigkeits-Gleichgewicht. UF_6-Dampf fällt bei Druckentlastung teilweise zu einem Feststoff aus.

Der gedrosselte Fließdruck p wird nach /ENV 93/ berechnet:

$$\frac{p_0}{p_l}\left[\frac{2}{\gamma+1}\right]^{\frac{\gamma}{\gamma-1}} \qquad \text{(C.5)}$$

p_l Behälterdruck: 240 kPa

γ Verhältnis der spezifischen Wärmen: c_p / c_v

Für UF_6 beträgt c_p = 369,35 J/kgK^{-1}. R ist die universelle Gaskonstante, 23,61 J/kgK^{-1}. Damit ergibt sich $c_v = c_p - R$ = 369,35 J/kgK^{-1} – 23,61 J/kgK^{-1} = 345,73 J/kgK^{-1}.

Damit ergibt sich Gleichung (C.6).

$$\gamma = \frac{369{,}35\,\frac{J}{kg}K^{-1}}{345{,}73\,\frac{J}{kg}K^{-1}} = 1{,}07 \qquad \text{(C.6)}$$

Die Werte eingesetzt ergeben:

$$p_0 = 2{,}4 \times 10^5\ kPa\ \left(\frac{2}{1{,}07+1}\right)^{\frac{1{,}07}{1{,}07-1}} = 2{,}4 \times 10^5 kPa \times 0{,}59 = 142\ kPa \qquad \text{(C.7)}$$

Bei $p_0 > p_a$ (atmosphärischer Druck, 101 kPa) wird die Strömung gedrosselt. Die pseudokritische Temperatur T_{**} kann nach /ENV 93/ mit Gleichung (C.8) abgeschätzt werden:

$$T_{**} = \frac{2\,T_l}{\gamma + 1} \tag{C.8}$$

Mit T_l als Speichertemperatur (352,4 K) ergibt dies

$$T_{**} = 2 \times 352{,}4\ \mathrm{K}\ \frac{1}{2{,}07} = 340{,}52\ K \tag{C.9}$$

Der nächste Schritt ist nach /ENV 93/ die Abschätzung des Dampfdrucks p_v bei T_{**} unter Verwendung der Clausius-Clapeyron-Gleichung:

$$p_v = 1{,}51 \times 10^5\ exp\left[\left(\frac{H_L \times M}{R}\right) \times \left(\frac{1}{T_t} - \frac{1}{T_{**}}\right)\right] \tag{C.10}$$

H_L	latente Verdampfungswärme von flüssigem UF_6: 8,375 10^4 J/kg
M	Molekulargewicht UF_6: 352 kg/kgmol
R	Universelle Gaskonstante: 8,314 J/(kgmol/K)
T_t	Tripelpunkttemperatur von UF_6: 337,1 K

$$p_v = 1,51 \times 10^5\ \mathrm{Pa} \times \exp\left[\frac{8{,}375\times10^4 \frac{\mathrm{J}}{\mathrm{kg}} \times 352 \frac{\mathrm{kg}}{\mathrm{kgmol}}}{8314 \frac{\mathrm{J\ mol}}{\mathrm{kg\ K}}}\left(\frac{1}{337{,}1\ \mathrm{K}} - \frac{1}{340{,}5\ \mathrm{K}}\right)\right] = \tag{C.11}$$

$168\ kPa$

Da $p_v(T_{**}) > p_0$ ist, tritt während der Druckentlastung keine Kondensation auf und die Freisetzungsrate Q kann nach /ENV 93/ unter Verwendung der nachstehenden Gleichung abgeschätzt werden.

$$Q = c_0 A_0 \left[p_l\ \rho_l\ \gamma\ \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma-1}}\right]^{0,5} \tag{C.12}$$

c_0	Ausflusskoeffizient, normalerweise 1 bei Dampffreisetzungen
A_0	Entladungsbereich für ein Loch mit ca. 5 cm Durchmesser: 2,0 × 10^{-3} m^2
p_l	Speicherdruck: 240 kPa
ρ_l	Speicherdichte, berechnet aus Idealem Gasgesetzt

Das ideale Gasgesetz ist definiert als:

$$\rho_i = \frac{p_l\, M}{R\, T_l} \tag{C.13}$$

Nach Gleichung (C.13) ergibt sich ρ_i mit den einzusetzenden Werten zu 28,79 kg/m^3. Ein weiteres Einsetzen der entsprechenden Werte in Gleichung (C.12) ergibt:

$$Q = 2,028 \times 10^{-3} m^2 \left[2,4 \times 10^5 Pa \times 28,79 \frac{kg}{m^3} \times 1,07 \left[\frac{2}{2,07} \right]^{\frac{2,07}{0,07}} \right]^{0,5} \tag{C.14}$$
$$= 3,32\ kg/s$$

Die Austrittstemperatur T_r für Bedingungen, unter denen keine Kondensation auftritt, wird nach /ENV 93/ angegeben zu:

$$T_r = T_l \left[1 - 0,85\, \frac{(\gamma - 1)}{(\gamma + 1)} \right] = 352,4\ K\ [1 - 0,85 \times \frac{0,07}{2,07} = 342,3\ K \tag{C.15}$$

Die Entladungsdichte (ρ_r) ergibt sich aus dem idealen Gasgesetz (C.13) zu:

$$\rho_r = \frac{1,01\ \times\ 10^5 Pa\ \times\ 352 \frac{kg}{kg\ mol}}{8314 \frac{J}{kg} \frac{mol}{K}\ \times\ 342,3\ K} = 12,49 \frac{kg}{m^3} \tag{C.16}$$

Zur Abschätzung der Freisetzungsdauer wird eine Energiebilanz durchgeführt. Dazu wird die durch das Verdampfen von flüssigem UF_6 aufgenommene Wärme mit der beim Abkühlen des Tankinhalts von 352,4 K auf den Tripelpunkt von UF_6 (T_t = 337 K) freigesetzten Wärme gleichgesetzt:

$$m\, H_L\, t = (2.650 - m\, t)\, c_{pl}\, (352,44\ -337) \tag{C.17}$$

m Massenstrom: 3,32 kg/s

H_L latente Verdampfungswärme von flüssigem UF_6: 8,375 × 10^4 J/kg

t Dauer der Freigabe in Sekunden

c_{pl} spezifische Wärme von flüssigem UF_6: 563,3 J/kg/K

Das Auflösen nach t führt zu einer Freisetzungsdauer von ungefähr 75 Sekunden. Somit kühlt der Tank in etwa 1,25 Minuten auf den Tripelpunkt von UF_6 ab. Insgesamt werden 3,32 kg/s × 75 s = 249 kg freigesetzt. Etwa 2.400 kg UF_6 verbleiben am Ort. Diese anfängliche kurze, aber heftige Freisetzung ist aus Sicht der atmosphärischen Ausbreitungsmodellierung relativ wichtig.

Nachdem der Tankinhalt auf den Tripelpunkt mit einer Temperatur von 337,1 K und einem Druck von 150 kPa abgekühlt ist, kann eine neue Freisetzungsrate berechnet werden. Am Tripelpunkt koexistieren alle drei Phasen. Weiteres Abkühlen tritt auf, wenn Material weiterhin freigesetzt wird und sich die flüssige Phase in fest und dampfförmig ändert. Die Freisetzung wird so lange fortgesetzt, bis der Tank auf den Sublimationspunkt von UF_6 abgekühlt ist. Am Sublimationspunkt ist der Dampfdruck von UF_6 gleich dem atmosphärischen Druck und der Quellenterm wird Null.

Um die Bedingungen am Tripelpunktübergang zu berechnen, wird eine Energiebilanz für den Inhalt des Zylinders durchgeführt, indem die feste Phase als Referenzzustand angenommen wird:

$$H_v\, m_{l\to v} \;+\; H_s\, m_{l\to s} \;=\; H_l\;\; m_l \qquad \text{(C.18)}$$

H_s Enthalpie der festen Phase: $H_s = c_{ps}\,(T - T_t)$. c_{ps} ist die spezifische Wärme des Festkörpers: 518,14 J/kg/K. T ist die Anfangstemperatur

$m_{l->s}$ Masse, die ihre Phase von flüssig zu fest ändert

H_v Enthalpie der Dampfphase: $H_v = \lambda_s + c_{pv}(T - T_t)$. λ_s ist die Sublimationswärme: $1{,}369 \times 10^5$ J/kg

c_{pv} = spezifische Wärme des Dampfes: 369,4 J/kg/K

$m_{l->v}$ = Masse, die die Phase von Flüssigkeit zu Dampf ändert

H_l = Enthalpie der flüssigen Phase $H_l = \lambda_f + C_{pl}(T - T_t)$. λ_f ist die Schmelzwärme von festem UF_6: 54.580 J/kg

c_{pl} = spezifische Wärme des flüssigen UF_6: 563,3 J/kg/K

Die Anfangstemperatur ist $T = T_t$, da die Masse geschätzt wird, die am Tripelpunkt eine Phasenänderung erfährt. Die Einbeziehung von Gleichung (C.17) führt zum endgültigen Massenverhältnis (ε) der Dampf- und Flüssigphase am Tripelpunkt:

$$\epsilon = \frac{m_v}{m_l} = \frac{\lambda_f}{\lambda_s} = \frac{54.580\ \frac{J}{kg}}{136.900\ \frac{J}{kg}} = 0{,}40 \qquad \text{(C.19)}$$

Somit ändern 40 Massen-Prozent des flüssigen UF_6 am Tripelpunkt die Phase in Dampf und die restlichen 60 Massen-Prozent in Feststoff.

Die noch zu berechnende Größe ist die Dauer des Phasenübergangs bei den Tripelpunktbedingungen. Während der Dampf weiterhin durch das Loch entweicht, wird angenommen, dass der Feststoff im Zylinder verbleibt.

Für die Massenfreisetzungsrate am Tripelpunkt wird zunächst der kritische Druck berechnet:

$$p_o = 1{,}5 \times 10^5 \left[\frac{2}{\gamma + 1}\right]^{\frac{\gamma}{\gamma - 1}} = 1{,}5 \times 10^5 Pa \left[\frac{2}{1{,}07 + 1}\right]^{\frac{1{,}07}{1{,}07 - 1}} = 89\ kPa \qquad \text{(C.20)}$$

Dabei beträgt der Dampfdruck am Tripelpunkt 151 kPa ($1{,}5 \times 10^5 Pa$). Da sich $p_0 < p_a$ (atmosphärischer Druck, 101 kPa) ergibt, ist die Strömung unterkritisch. Die Freisetzungsrate kann nach /ENV 93/ konservativ geschätzt werden zu:

$$Q = K\ Y\ A_o\ [2\rho_t\ (p_t - p_a)]^{0{,}5} \qquad \text{(C.21)}$$

Dabei ist ρ_t die Dampfdichte am Tripelpunkt. Für K gilt folgende Gleichung:

$$K = \frac{c_o}{(1\ -\ \beta^4)^{0{,}5}} \qquad \text{(C.22)}$$

c_0 dimensionsloser Austrittkoeffizient (normalerweise 1 für Dampffreisetzungen)

β dimensionsloses Verhältnis von Austrittsdurchmesser zu Rohrdurchmesser (bei Freisetzungen aus einem Reservoir normalerweise 0)

Durch das Einsetzen von $c_0 = 1$ und $\beta = 0$ ergibt sich: K = 1. Damit ergibt sich:

$$Y = 1 - \left[\frac{(p_t - p_a)}{p_t\,\gamma}\right](0{,}41 + 0{,}35\,\beta^4) \tag{C.23}$$

Für β = 0 ergibt sich:

$$Y = 1 - 0{,}41\left[\frac{(p_t - p_a)}{p_t\,\gamma}\right] = 1 - 0{,}41\left[\frac{(1{,}5 \times 10^5\,Pa - 1{,}01 \times 10^5 Pa)}{1{,}5 \times 10^5\,Pa \times 1{,}07}\right] = 0{,}875 \tag{C.24}$$

Die Dampfdichte ρ_t im Inneren des Zylinders am Tripelpunkt ist:

$$\rho_t = \frac{p_t\,M}{R\,T_t} = \frac{\left(1{,}5 \times 10^5\,Pa \times 352\,\frac{kg}{mol}\right)}{\left(8314\,\frac{J}{kg}\frac{mol}{K} \times 337{,}1\,K\right)} = 18{,}84\,\frac{kg}{m^3} \tag{C.25}$$

Nach Gleichung (C.4) ist die Durchflussrate durch das Loch:

$$Q = 0{,}875\,\pi\,(2{,}54 \times 10^{-2} m^2)^2 \times \left[2 \times 18{,}84\,\frac{kg}{m^3}\,(1{,}5 \times 10^5 Pa - 1{,}01 \times 10^5 Pa)\right]^{0{,}5} = 2{,}41\,\frac{kg}{s} \tag{C.26}$$

Die Austrittstemperatur T_r wird berechnet durch:

$$T_r = 2\,T_t/[1 + (1 + 4\,E\,T_t)^{0{,}5}] \tag{C.27}$$

Nach E aufgelöst und eingesetzt ergibt sich:

(C.28)

$$= \frac{1}{2 \times 369{,}4 \frac{\mathrm{J}}{\mathrm{kg\ K}}} \left[\frac{\left(2{,}41 \frac{kg}{s} \times 8314 \frac{J}{kg} \frac{mol}{K}\right)}{\left(1{,}5 \times 10^5 Pa \times 352 \frac{kg}{kg\ mol}\ \pi\ (2{,}54 \times 10^{-2} m^2)^2\right)} \right]^2$$

$$= 4{,}73 \times 10^{-5} K^{-1}$$

Somit ergibt sich aus Gleichung (C.27)

$$T_r = \frac{(2 \times 337{,}1\ K)}{[1 + (1 + 4 \times 4{,}73 \times 10^{-5} K^{-1} \times 337{,}1\ K)^{0{,}5}]} = 331{,}9\ K \qquad \text{(C.29)}$$

Da die Freisetzungstemperatur größer als die Sublimationstemperatur von 329,6 K ist, besteht die Entladung aus reinem Dampf. Dabei beträgt die Entladungsdichte:

$$\rho = \frac{p\ M}{R\ T} = \frac{\left(1{,}01 \times 10^5\ Pa \times 352 \frac{kg}{kg\ mol}\right)}{\left(8314 \frac{J}{kg} \frac{mol}{K} \times 331{,}9\ K\right)} = 12{,}92 \frac{\mathrm{kg}}{\mathrm{m}^3} \qquad \text{(C.30)}$$

Die Austrittsgeschwindigkeit v ist:

$$v = \frac{Q}{\pi\ \rho\ A_o} = \frac{2{,}41}{\pi \times 12{,}92 \frac{kg}{m^3} (2{,}54 \times 10^{-2} m^2)^2} = 92 \frac{\mathrm{m}}{s} \qquad \text{(C.31)}$$

Um die Freisetzungsdauer am Tripelpunkt abzuschätzen, wird angenommen, dass die Dampffreisetzung vollständig aus der UF_6-Flüssigkeit besteht, d. h. sich ihre Phase zu Dampf ändert. Gemäß Gleichung (C.17) gehen 40 % des flüssigen UF_6 in Dampf über. Da die anfängliche Masse der Flüssigkeit beim ersten Erreichen des Tripelpunkts 2.401 kg betrug, beträgt die verdampfte Menge 0,4 × 2.401 kg = 961 kg. Bei einer Freisetzungsrate von 2,41 kg/s beträgt die Zeit t, die das flüssige UF_6 benötigt, um die Phase vollständig zu ändern: 961 kg / 2,41 kg/s = 399 s.

Diese Dauer ist länger als die 75 Sekunden, die benötigt werden, um den Tank von der anfänglichen Lagertemperatur auf den Tripelpunkt abzukühlen und die freigesetzte UF_6-Menge (961 kg) ist zudem auch größer als die zuvor freigesetzte Menge (249 kg).

Dieses Ergebnis bei dem US-Validierungsansatz für 48Y Behälter liegt innerhalb eines Faktors zwei des Ergebnisses des Computercodes *CYLIND* (NUREG/CR-4360). C*YLIND* prognostiziert eine ähnliche Freisetzungsdauer.

Am Ende des Vorgangs ist kein flüssiges UF_6 mehr vorhanden. Der verbleibende Feststoff von 0,6 × 2.401 = 1.441 kg kühlt bis zum Sublimationspunkt ab. Der Einfachheit halber wird angenommen, dass der Druck im Inneren des Zylinders konstant bleibt, obwohl er in der Praxis auf atmosphärischen Druck absinkt, wenn man sich dem Sublimationspunkt nähert. Um die Freisetzungsdauer abzuschätzen, bedarf es einer Wärmebilanz. Dabei wird die beim Sublimieren von festem UF_6 absorbierte Wärme mit der beim Abkühlen des Tankinhalts vom Tripelpunkt auf den Sublimationspunkt von UF_6 freigesetzten Wärme gleichgesetzt:

$$m\,\lambda_s\,t = (1441 - m\,t)\,c_{ps}\,(337{,}1 - 329) \qquad \text{(C.32)}$$

m	Massenstrom: 2,41 kg/s
λ_s	Sublimationswärme von festem UF_6: 136.900 J/kg
t	Dauer der Freigabe in Sekunden
c_{ps}	spezifische Wärme von festem UF_6: 518,14 J/kg/K

Das Auflösen nach t führt zu einer Freigabedauer von ca. 19 Sekunden. Nachdem weitere 2,41 kg/s × 19 s = 46 kg UF_6 ausgetreten sind, wird der Quellterm im Wesentlichen Null, da der Druck im Inneren des Tanks atmosphärisch wird. Die im Zylinder verbleibende Menge an festem UF_6 beträgt 2.650 kg – (249 kg + 961 kg + 46 kg) = 1.394 kg. Somit kann der gesamte Quellterm angenähert werden, indem die berechneten Werte für die Kühlung des UF_6-Zylinders vom Tripelpunkt bis zum Sublimationspunkt verwendet werden, d. h. eine Freisetzungsrate von 2,41 kg/s erfolgt. Die Gesamtdauer des Vorgangs beträgt ca. 75 s + 399 s + 19 s = 493 Sekunden.

C.1.2.3 Zusammenfassung

Es wurden zwei Szenarien ausgewählt, um den Einfluss von Modellannahmen zur Schätzung der Freisetzung nach Art und Menge aufzuzeigen.

Bei den beiden Szenarien handelt es sich um kontinuierliche Freisetzungen.

- Scenario A ist eine kontinuierliche Flash-Freisetzung von Flüssigkeit mit geringer Geschwindigkeit und bodennaher Freisetzung.
- Scenario B ist eine kontinuierliche, vertikale Dampf-Freisetzung mit hoher Geschwindigkeit mit erhöhtem Freisetzungsniveau.

Die Freisetzungsrate im ersten Szenario ist höher als im zweiten Szenario, da im ersteren Fall die Freisetzung aus einer Flash-Flüssigkeit mit wesentlich höherer Dichte (3.500 kg/m^3, flüssiges UF_6) gegenüber Dampf im zweiten Szenario (12,92 kg/m^3) erfolgt. Die höhere Flüssigkeitsdichte gleicht die Tatsache mehr als aus, dass die Dampffreisetzungsgeschwindigkeit höher ist als die Flüssigkeitsfreisetzungsgeschwindigkeit.

Die Phänomene der Strahlströmung (Flüssigkeit und Dampf) sind gut aufgelöst. Für einen Satz gegebener Anfangsbedingungen können die Werte mit hoher Zuverlässigkeit (< ± 10 %) berechnet werden. Unsicherheiten treten bei nicht vollständig bekannten Anfangsbedingungen oder einer unbekannten Größe des Lecks auf. Unsicherheiten durch Unkenntnis der Bedingungen im Inneren eines Tanks können nur im Einzelfall berechnet werden. Beispielsweise hängt die Freisetzungsrate linear von der Leckgröße ab. Eine Verdoppelung der Leckfläche verdoppelt die Freisetzungsrate.

In diesem Beispielproblem wurde die anfängliche Aeorsolbildung unter Verwendung des Flashen von UF_6 geschätzt und zu etwa 50 % bestimmt. Dies erfolgt unter der Annahme, dass das aerosolisierte Material mit dem Dampfanteil als feine Feststoffpartikel in der Luft verbleiben. Wenn die Partikel ausfallen würden, würde die Größe des Quellterms um einen Faktor von zwei reduziert werden. Andere Anfangsbedingungen, bei denen der Flashanteil kleiner als 50 % und der Aerosolanteil größer als 50 % ist, führen zu größeren Unsicherheiten.

C.2 Einfachen Konzentrationsabschätzungen bei Schadstofffreisetzungen

Eine der Zielsetzungen bei Unfallanalysen ist die Abschätzung der Dosis vor Ort. Diese erfordert die Ermittlung der Konzentrationen in den Einrichtungen und der Personalplatzierung auf lokaler Basis, um Vorhersagen machen zu können. Da beides sehr schwer zu beurteilen ist, scheint die Verwendung von Modellen oder Codes ein möglicher Weg zu sein, um die Anlagenkonzentrationen als Funktion von Standort und Zeit nach dem Unfall anzunähern. Im US-Handbuch sind dazu zwei plakative Beispiele für eine Puff-Freisetzung, sowie eine kontinuierliche Freisetzung aufgeführt. Im GRS-Handbuch ist

dieses Thema z. B. im Kapitel *Gaußsche Puffmodelle* schwerpunktmäßig beschrieben, ohne Beispielhafte Rechnungen zu liefern.

C.2.1 Ausführungen im GRS-Handbuch zum Puffmodell

Das GRS-Handbuch beschreibt in Teil B, Kapitel 7.3.1 (/GRS 19/) das Gaußsche Puffmodell, welches bei schlagartigen Schadstofffreisetzungen angewendet wird. Dabei wird die Anfangsform der Freisetzungswolke meist als Kugel, Ellipsoid oder Zylinder beschrieben. Auch wird ausgeführt, dass generell eine zeitlich variable bzw. kontinuierliche Schadstofffreisetzung mithilfe von Puffmodellen bewertet werden kann, wenn das Freisetzungsverhalten als eine Folge von Emissionen simuliert wird. Das Umströmen von Hindernissen kann ebenfalls durch eine entsprechende Aufteilung des ursprünglichen Volumens in mehrere Einzelvolumina simuliert werden. Für die Massenverteilung innerhalb eines Puffs wird entweder eine homogene Verteilung, oder eine Gaußverteilung unterstellt, wie dies beim sog. Gaußschen Puffmodell implementiert ist. Die anfängliche Puffabmessung hängt im Wesentlichen von der freigesetzten Stoffmenge ab.

C.2.2 Ergänzende Ausführungen im US-Handbuch NUREG/CR-6410 zu einfachen Konzentrationsschätzungen bei Puff-Freisetzungen

Für eine einfache Konzentrationsabschätzung dient der einfache Ansatz von zwei Kammern V_1 und V_2, die in Reihe geschaltet, und mit einem Kanal verbunden sind. Das Volumen 1 ist der Ort der Unfallquelle, sprich der Freisetzung. Die Schadstoffwolke hat die Masse m_0. Der Inhalte des Volumens wird als gut gemischt angenommen, sodass die anfängliche Volumenkonzentration in Volumen 1 $\rho_0=m_0/V_1$ beträgt. Der Fluss aus Volumen 1 ist die Konstante Q_1. Ein Teil von Q_1 ist Q_{2i}, dass in das Volumen V_2 eintritt. Die Austrittsrate von Volumen 2 ist Q_{2o}. Für die Puff-Freisetzung aus Volumen 1 ist der zeitliche Verlauf von m_0 in den beiden Volumina:

$$m_1 = m_0 e^{\frac{-Q_1 t}{V_1}} \tag{C.33}$$

$$m_2 = m_o \frac{Q_{2i}}{V_1} \left[\frac{e^{\frac{-Q_{2o}\, t}{V_2}} - e^{\frac{-Q_1\, t}{V_1}}}{\frac{Q_1}{V_1} + \frac{Q_{2o}}{V_2}} \right] \tag{C.34}$$

Die Konzentrationen in den beiden Volumina beträgt $\frac{m_1}{V_1}$, bzw. $\frac{m_2}{V_2}$. Die maximale Konzentration in Volumen 1 liegt bei t = 0 vor, in Volumen 2 zum Zeitpunkt t:

$$t\left(\max\left(\frac{m_2}{V_2}\right)\right) = \frac{\ln\left[\frac{\frac{Q_{20}}{V_1}}{\frac{Q_1}{V_2}}\right]}{\frac{Q_{20}}{V_2} - \frac{Q_1}{V_1}} \tag{C.35}$$

Einsetzen der daraus resultierenden Zeit bei maximaler Konzentration in Volumen 2 (Gleichung (C.35) in Gleichung (C.34)) ergibt die maximale Masse, die in Volumen 2 strömt. Diese Gleichungen würden deutlich komplexer werden, wenn der Lösungsansatz nicht mehr so vereinfacht angenommen wird, sondern die polydisperse Aerosoldeposition einbezogen wird. Dies ist nicht Gegenstand dieser Untersuchung.

C.2.3 Ergänzende Ausführungen im US-Handbuch NUREG/CR-6410 zu einfachen Konzentrationsschätzungen zu einer konstanten kontinuierlichen Freisetzung

Eine konstante kontinuierliche Freisetzung ist eine Möglichkeit für eine einfache Berechnung einer gasförmigen Freisetzung. Es wird erwartet, dass dieses Verhalten bei einem längeren Brand von kontaminierten Brennstoffen oder bei einem kontinuierlichen tropfenden Vorgang aus einem undichten Rohr auftritt. Die kontinuierliche Freisetzung wird durch die Massenrate M in kg/s beschrieben. Bei Übernahme aller anderer Größen aus vorherigem Kapitel C.2.2, entspricht die zeitabhängige Konzentration in Volumen 1:

$$\frac{m_1}{V_1} = \frac{M}{Q_1}\left[1 - e^{\frac{-Q_1 t}{V_1}}\right] \tag{C.36}$$

Das Maximum von M/Q_1 wird bei $t \rightarrow \infty$ erreicht. Volumen 2 erhält ein Teil des aus Volumen 1 austretenden Materials tritt in Volumen 2 mit der Zuflussrate Zufluss Q_{2i} ein. Dessen Konzentration wird beschrieben durch:

$$\frac{m_2}{V_2} = \frac{MV_2}{Q_1}\left[1 + e^{\frac{-Q_{2o}\,t}{V_2}}\right] - \frac{MQ_2}{Q_1}\frac{e^{\frac{-Q_{2o}\,t}{V_2}} - e^{\frac{-Q_1\,t}{V_1}}}{\frac{Q_1}{V_1} - \frac{Q_{2o}}{V_2}} \qquad \text{(C.37)}$$

Das Maximum von $\left(\frac{M}{Q_1}\right)\left(\frac{Q_{2i}}{Q_{2o}}\right)$ wir ebenfalls bei t → ∞ erreicht. Dabei ist $Q_{21} <= Q_{2o}$.

C.2.4 Ergänzende Ausführungen im US-Handbuch NUREG/CR-6410 für eine beispielhafte Pufffreisetzung von Flusssäure

Das Szenario einer Pfuff-Freisetzung von Flusssäure ist möglich, wenn z. B. ein katastrophaler Bruch von einem aufgeständerten HF-Lagertank auftritt. Ein solches Szenario ist prinzipiell in UF_6-Konversionsanlagen möglich, bei denen HF anfällt und keine Bodentanks verwendet werden. Zur Analyse dieses Szenarios wurden folgende Annahmen getroffen:

- Ein aufgeständerter Lagertank mit 1.000 kg HF platzt katastrophal, d. h. es erfolgt eine sofortige Freisetzung seines gesamten Inhaltes.
- Die Lagertemperatur beträgt 305 K (31,9°C), d. h. 12 K über dem normalen HF-Siedepunkt von 293 K (19,9 °C). Bei dieser Temperatur beträgt der Dampfdruck von HF $1{,}539 \times 10^5$ Pa (~ 1,5 Atmosphären). Allgemein wird HF als Flüssigkeit unter eigenem Dampfdruck gelagert. Es wird in diesen Zustand von einer Verteilung von 900 kg HF-Flüssigkeit zu 100 kg HF-Dampf im Behältnis ausgegangen.
- Der dem Bruch folgende Flash zerstäubt die Flüssigkeit in einen Nebel fein schwebender HF-Tröpfchen. Alle HF-Tröpfchen verbleiben in der Luft.
- Das Flash-Phänomen führt zu einer Vermischung mit der zehnfachen Luftmasse bei 305 K (31,9 °C) bei 50-prozentiger relativer Luftfeuchtigkeit.

Dazu entwickelte HF-Thermodynamik-Programme basierend auf der Abschätzung von Gleichgewichtsbedingungen der Materialmischung, wie z. B. 1.000 kg HF mit 10.000 kg Luft. Wichtige dabei zu berücksichtigende Punkte sind:

- Oligomerisierung von HF im Tank. Darunter versteht man den chemischen Prozess, bei dem sich mehrere kleine Bausteine (Monomere) zu einem größeren, aber immer noch relativ kleinen Molekül (Oligomer) verbinden.

- Nicht ideale Lösungsbildung von HF und Wasser.
- Hitzeeffekte im Zusammenhang mit den oben genannten Phänomenen.

Durch Computerprogramme werden die endgültigen Gleichgewichtsbedingungen berechneten. Für dieses Beispiel ergibt sich eine Temperatur von 280 K (6,7°C) und eine Dichte von 5,276 kg/m^3. Die Temperatursenkung tritt auf, weil durch die schnelle Ausdehnung und das Sieden von flüssigem HF ein adiabatischer Kühleffekt entsteht. Zusätzlich kühlt das Phänomen der Deoligomerisierung (Aufspaltung der Oligomere zu Monomeren) dabei die Wolke weiter ab. Die Verringerung der Temperatur, das Vorhandensein von HF-Oligomeren und HF-Wasser-Kondensaten liefern dabei einen weiteren Beitrag zur Dichte der Wolke.

Das Gesamtvolumen V_{ges} des Puffs kann durch Division der Gesamtmasse durch die Gesamtdichte abgeschätzt werden:

$$\mathrm{V_{ges}} = \left(11.000\ kg\ /\ 5{,}276\frac{kg}{m^3}\right) = 2.085\ m^3 \qquad \text{(C.38)}$$

Unter der Annahme, dass die Anfangsgeschwindigkeit der Luft v_L beträgt, ist die Geschwindigkeit der resultierenden Mischung v' = v_L / 1,1. Der gesamte Prozess kann nach /NRC 99/ wie in folgender Tab. C.1 zusammengefasst werden.

Tab. C.1 Zusammenfassung des Prozesses einer beispielhaften Pufffreisetzung von Flusssäure

Nach /NRC 99/

Größe	**Wert**
Masse der luftgetragenen Flusssäure	1.000 kg
sofort gemischte Luftmasse	10.000 kg
Volumen	2.085 m^3
Dichte	5,276 kg/m^3
Temperatur	280 K (6,9 °C)
Geschwindigkeit	v/1,1 m/s

Die obigen Daten können z. B. als Eingabesatz für ein Gauß-Puff-Modell der atmosphärischen Ausbreitung in einem Computerprogramm verwendet werden. Die größte Unsicherheit besteht darin, welcher Anteil der anfänglich in der Luft schwebenden

Flüssigkeitströpfchen zu Boden fällt. Experimentelle Beobachtung sprechen für die Annahme, dass die meisten, wenn nicht alle Flüssigkeitströpfchen in der Luft bleiben und somit keine Massenreduktion auftritt.

C.3 Gefahrenbewertungsstudien (Hazard Evaluation Studies)

Gefahrenbewertungsstudien (Hazard Evaluation Studies, HE Studies) wie z. B. die Ereignisbau- (Event-Tree) oder Fehlerbaum- (Fault-Tree) Analysen, liefern tiefergehende Einblicke in Bezug auf das Systemverhalten bzw. die Aufdeckung und Bewertung von Gefahren, bzw. deren Ursachen. Bei entsprechend komplexen oder umfangreichen Systemen, können solche Gefahrenbewertungen eine unübersichtliche Unmenge an Informationen erbringen. Im Gegensatz zur Probabilistik mit hinterlegten Wahrscheinlichkeitswerten, liefern HE-Techniken im Allgemeinen keine definierten quantitativen Merkmale, die für eine Priorisierung bzw. für Ranking-Zwecke nützlich sind. Somit besteht der Bedarf, die von den HE-Techniken bereitgestellten Informationen zu strukturieren. Ein bekanntes Standardwerk bezüglich von HE-Studien ist der *Guidelines for Hazard Evaluation Procedures* des *Center for Chemical Process Safety* des *American Institute of Chemical Engineers* (/AME 08/), das als eine wichtige Datenbasis und Referenz zu NUREG/CR-6410 (/NRC 98/) fungiert.

C.3.1 Ausführungen im GRS-Handbuch zu Gefahrenbewertungsstudien

Im GRS-Handbuch erfolgt eine Darstellung der gängigen Hazard Evaluation (HE) Modelle wie z. B. Preliminary Hazard Analysis (PHA), What-If-Analyse, Checklistenverfahren, Hazard and Operability Analysis (HAZOP), Failure Mode und Effect Analysis (FMEA). Dabei liegt der Fokus auf der jeweiligen Methodik der einzelnen Techniken. Die bereits angesprochene wünschenswerte Anwendung einer Priorisierung ihrer Ergebnisse ist in den entsprechenden Kapiteln des GRS-Störfallhandbuches nicht explizit ausgeführt.

Im obig erwähnten US-Handbuch wird zusätzlich die Dow- und die Mond-Index HE Methode behandelt, die vorzugsweise in der chemischen Prozessindustrie wie auch in Teilbereichen der Versicherungswirtschaft eingesetzt werden. Diese Methoden haben zwar nie im größeren Umfang im Bereich der Nuklearindustrie Bedeutung erlangt, gehören aber per Definition zu diesem Themenkreis und sollte der Vollständigkeitshalber abgedeckt werden.

C.3.2 Ergänzende Ausführungen zu Priorisierungsattributen von HE-Techniken

Der US-Guidelines for Hazard Evaluation Procedures /AME 08/ stellt umfangreiche HE-Techniken dar. Des Weiteren wird ausgeführt, dass im Nachgang der Anwendung dieser Techniken eine effektive Weiterverarbeitung der gewonnenen Ergebnisse sicherzustellen ist. Als Strategie dafür gilt eine Priorisierung der Analyseergebnisse, gefolgt von der Dokumentation der Gefährdungsbewertungsstudie und der Entwicklung einer Management-Antwort, d. h. einer Reaktion des Managements auf die Studie. Dem überlagert besteht die Notwendigkeit, um Maßnahmen, die sich aus dem Entscheidungsfindungsprozess des Risikomanagements ergeben, rechtzeitig mit zu berücksichtigen. Zusammengefasst lässt es sich das Vorgehen wie folgt darstellen:

- Aufstellung von aussagekräftigen Analysen und Empfehlungen
- Priorisierung der Analyseergebnisse und Empfehlungen
- Priorisierung der Gefährdungsbeurteilung
- Entwicklung einer Management-Antwort auf die Studie
- Implementierung der daraus umzusetzenden Aktionen

Allgemein soll dabei auf häufig angewandte Kriterien hinsichtlich der Einstufung, aber auch für die Akzeptanz von Empfehlungen zur Verbesserung der Sicherheit von Gefährdungsbeurteilungen hingewiesen werden. Diese können auf Seite der Systemtechnik, aber auch auf Seite der durchgeführten Analysen liegen z. B.:

- Gefundene Umstände, die gegen behördliche vorgegebene oder eigene Firmenstandards oder allgemein gegen *gute Ingenieurpraxis* verstoßen.
- Sachliche Fehler oder Diskrepanzen sowie Schritte in Standard-Betriebsverfahren, die nicht in der richtigen Reihenfolge ausgeführt wurden.
- Falsches Verständnis der Analysten, dass von dem betrachteten Umstand potenziell Gefahr ausgeht.
- Fehleinschätzungen der Analysten bezüglich der Risikominderung ihrer Empfehlungen.
- Ungleichgewicht zwischen Risikominderung und dazu aufzuwendenden Ressourcen.

Ein umfangreiches Managementsystem spielt eine wichtige Rolle zur Nachverfolgung der Historie der Untersuchungen sowie der Bewertungen und Einschätzungen der einzelnen Risiken bis zu ihrer finalen Auflösung. Die Wichtigkeit eines solchen Trackingsystems nimmt mit zunehmender Untersuchungsdauer und steigender Anzahl von, bzw. wechselnden Beteiligten zu. Auch ist ein zyklischer Überprüfungsprozess auf noch mögliche vorhandene offene Punkte ein wichtiger Beitrag zum Projektverlauf, ebenso wie die Kompetenz der Beteiligten diese Arbeiten voranzutreiben, bzw. vorantreiben zu lassen. Dabei liegt der Fokus selektiv auf der Priorisierung von Analyseergebnissen basierend auf der Gefährdungsbeurteilung zur Unterstützung von Managemententscheidungen.

Bei der Priorisierung der Ergebnisse von HE-Analysen dienen folgende drei grundlegenden Fragen:

- Was sind die primären Ergebnisse der Studie?
- Was sind geeignete Kriterien für das Analyseteam, die Ergebnisse zu priorisieren?
- Welche möglichen Ansätze für eine Priorisierung sind denkbar?

Dem gegenüber, stehen die Arten von Ergebnissen der Analyse:

- Listen der identifizierten Gefahren, wahrgenommene Probleme oder potenziellen Unfälle.
- Beschreibung der Ursachen und Wirkung dieser Probleme oder Unfälle.
- Vorschläge zur Verringerung des mit diesen Problemen oder Unfällen verbundenen Risikos.

Nicht alle HE-Analysen enthalten alle drei Ergebnisse enthalten. Zur Ergänzung müssen dann entsprechend potenzielle Ziele hinzudefiniert werden, um eine entsprechende Vollständigkeit zu erreichen. Einige Methoden, wie z. B. die What-If-Analyse oder Sicherheitsüberprüfung, liefern entweder eine allgemeine Liste von Projektbereichen, die mit dem betreffenden Prozess verbunden sind, oder, je nach Aufgabenstellung, Ergebnisse zu Auswirkungen eines Unfalls. Sie geben jedoch möglicherweise keine detaillierten Einblicke in die möglichen Ursachen des Unfalls. Andere Techniken wie die HAZOP-Analyse, die Fehlerbaumanalyse oder die Ereignisbaumanalyse können detaillierte Listen potenzieller Unfälle liefern. Als Techniken, die sich besonders auf die Ursachen von Unfällen fokussieren, sind z. B. die Fehlerbaumanalyse und die menschliche Zuverlässigkeitsanalyse zu nennen. Bei HAZOP-Analysen, FMEA-Analysen und Ereignisbaumanalysen werden meist sowohl mögliche Ursachen als auch Auswirkungen von Unfällen mitberücksichtigt. Diese Methoden bieten dabei die ausgewogensten Einblicke in potenziell unsichere Situationen und Möglichkeiten diese zu beheben und erleichtern die Priorisierung.

Diese Listen sollten infolge vorzugsweise vom Analyseteam nach eigenem Ermessen nach ihrer Wichtigkeit für daraus ableitbare Aktionen priorisiert werden. Die beiden häufigsten Kriterien für die Einstufung von Sicherheitsverbesserungen sind:

- Das Verständnis des Risikos des Analyseteams zur gemachten Empfehlung, basierend auf dem potenziellen Unfall.
- Die Wahrnehmung der Risikominderung des Analyseteams, welche durch die Umsetzung der spezifischen Empfehlung erreichbar ist.

Der erste Punkt stuft Elemente basierend auf dessen Risikograds ein, d. h. wichtige Probleme zuerst. Der zweite Punkt priorisiert die Einstufung mehr danach, inwieweit

diese Verbesserung der Einrichtung zugutekommt und nicht nach der Bedeutung des Problems.

Daneben gibt es viele andere mögliche Kriterien, die verwendet werden könnten, um die Ergebnisse einer Gefährdungsbeurteilungsstudie zu priorisieren. Beispielhaft seien dazu Größen wie Kosten, Implementierungszeitplan, konkurrierende Produktionsprioritäten und Ungewissheiten bezüglich der technischen Machbarkeit genannt, wobei diese Kriterien mehr bei wirtschaftlichen Entscheidungsträgern gefragt sind. Sie sollten vom Analyseteam im Rahmen einer ausgewogener Entscheidungsvorlage nicht von Anfang an ignoriert werden. Allgemein sollte jedoch der *Call them like you see them*-Ansatz zur Risikobenennung, gepaart mit einem pragmatische Ressourcen Verständnis, praktiziert werden.

Eine Klassifikation von Gefährdungsbeurteilungstechniken zum Zwecke der Priorisierung ist in Tab. C.2 gezeigt:

Tab. C.2 Klassifikation von Gefährdungstechniken zum Zwecke der Priorisierung

Die gelistete Methodik bietet spezifische Möglichkeiten zur Priorisierung von Ergebnissen:		
normalerweise nicht	**unter Umständen**	**normalerweise schon**
Sicherheitsüberprüfung	What-If-Analyse	HAZOP-Analyse
Checklistenanalyse	What-IF / Checklisten Analyse	Fault-Treee-Analyse
Relatives Ranking	FMEA	Event-Tree-Analyse
Preliminary Hazard Analyse	Human-Reability-Analyse	Cause-Consequence Analyse

Im Folgenden sind einige Möglichkeiten aufgelistet, wie Aktionselemente aus einer HE-Studie priorisiert wurden können, wenn keine detaillierten Informationen zu Unfallszenarien verfügbar sind. Damit kann ein HE-Team, basierend auf seinen Erfahrungen, alle Vorschläge einfach und in absteigender Reihenfolge ordnen:

- Priorisierung der Punkte zur Verbesserung der Sicherheit z. B.:
    - zwei oder mehrere Kategorien, z. B hohe und niedrige Priorität
    - hohe, mittlere und niedrige Priorität
    - auf der Grundlage der möglichen Praktikabilität
- Klassifizierung nach wahrgenommener Dringlichkeit der Umsetzung. Verwendung von beispielsweise drei Kategorien:

    - Sofortiger Start der Umsetzung
    - Implementierung innerhalb von 90 Tagen
    - Implementierung innerhalb eines Jahres
- Selektion
    - des besten Aktionselements,
    - von fünf oder zehn weitere Aktionselemente durch das HE-Team.

Dabei sollte eine Dokumentation mit der Begründung des Teams für jeder dieser Entscheidungen erfolgen.

Bei What-If-Analysen einer Prozessbetrachtung können durch das Analyseteam die Punkte in qualitative Kategorien mit abnehmender Wichtigkeit geordnet werden. Hier bieten sich Klassifizierungen an, wie zum Beispiel:

- Empfehlungen, die sofortiges Handeln erfordern.
- Empfehlungen, die so bald wie möglich geplant und umgesetzt werden sollten.
- Empfehlungen, die einer weiteren Bewertung bedürfen, um die Priorität zu bestimmen.

Auch können Ursachen und Auswirkungen als Priorisierungskriterium eingesetzt werden, wenn diese durch HE-Techniken bereitgestellt werden, wie es z. B. bei einer FMEA mit einer qualitativen Beschreibung der Ausfallauswirkungen einzelner Betriebsmittel erfolgt. Diese einzelnen Ausfälle können zu einem Spektrum von Folgen führen, wobei der schwerwiegendste Folgeausfall federführend für Verbesserungen ist. Somit kann eine Konsequenz basierte Rangfolge der Empfehlungen aufgebaut werden.

Eine weitere Möglichkeit, Empfehlungen zu priorisieren, besteht darin, die Unfallursacheninformationen zu verwenden, die von einigen HE-Techniken zur Verfügung gestellt werden, um damit ein häufigkeitsbasiertes Ranking von Empfehlungen durchführen zu können. Beispielhaft ergibt die Fehlerbaumanalyse eine Liste von Fehlerkombinationen, die als *cut set* bezeichnet werden. Darunter versteht man die Kombination von Komponenten, die alle gemeinsam ausfallen müssen, damit es zum Eintritt des Top-Ereignisses kommt. Dieses Konzept baut darauf auf, dass je mehr Ausfälle erforderlich sind, um einen bestimmten Unfall zu erzeugen, desto unwahrscheinlicher ist dieser Unfall somit.

Ein weiteres, durchaus zu berücksichtigende Kriterium dabei ist, dass unterschiedliche Fehlertypen unterschiedliche Eintrittswahrscheinlichkeiten haben können.

Die folgenden Fehlertypen sind nach abnehmender Wahrscheinlichkeit geordnet:

- Menschliche Unterlassungsfehler
  (z. B. der Bediener überprüft die Ausrüstung nicht wie erforderlich)
- Menschliche Fehler bei der Inbetriebnahme
  (z. B. der Bediener löst versehentlich ein System aus)
- Ausfälle aktiver Geräte (z. B. Pumpe stoppt, Ventil schließt nicht)
- Passive Geräteausfälle (z. B. Rohrbrüche, Strukturschäden)

Bei der Verwendung solcher Parameter ist auf eine entsprechend verlässliche Quelle der dabei verwendeten Wahrscheinlichkeiten zu achten, z. B. aus den zugehörigen Gewerken innerhalb der Anlage.

Die nachfolgende Tab. C.3 listet die verschiedenen HE-Techniken auf, die in dem Referenzdokument *Guidelines for Hazard Evaluation Procedures* (/AME 08/) beschrieben sind und gibt an, ob ihre Ergebnisse zur Priorisierung von Analyseempfehlungen verwendet werden können. Die Tabelle zeigt dabei die Techniken, wie sie normalerweise angewendet werden, sowie leicht zu adaptierenden Erweiterungen, um deren Ergebnisse von HE-Studien einstufbar zu machen. Dabei wird dem Schweregrad, der mit einem Komponentenfehler in einer FMEA verbunden ist, manchmal ein „Kritikalitäts“-Attribut zugewiesen. Diese Erweiterung der FMEA-Technik wird oft auch als FMECA-Methode (Failure Modes, Effects, and Criticality Analysis) bezeichnet.

Tab. C.3 Priorisierungsattribute von Hazard Evaluation Techniken

/AME 08/

HE-Technik	Bereitstellung von Informationen zu Unfallszenarien	Bereitstellung von Häufigkeitsinformationen	Bereitstellung von Informationen zu den Konsequenzen	Möglichkeit des Ereignis-Ranking (mit typ. Ergebnissen)	Kommentare
Checklisten-Analyse	Nein, spezifische Szenarien werden gewöhnlich nicht identifiziert	NEIN	NEIN	NEIN	
Safety Review	Nein, spezifische Szenarien werden gewöhnlich nicht identifiziert	NEIN	NEIN	NEIN	
Dow- und Mond-Indizes	JA, auf Element oder Hauptsystembasis	NEIN	JA	Folge Ranking	
Preliminary Hazard Analyse (PHA)	Nein, spezifische Szenarien werden gewöhnlich nicht identifiziert	NEIN	JA	JA	
What-If und What-If / Checklisten Analyse	Nein, spezifische Szenarien werden gewöhnlich nicht identifiziert	JA (bei auslösenden Ursachen)	JA	Folge Ranking	Einfaches Ranking möglich, bei voll umfänglicher Betrachtung
Hazard and Operability Analyse (HAZOP)	JA	JA	JA	Folge Ranking	Da detaillierte Ursachen und Folgen identifiziert werden, ist eine einfache Risikoeinstufung möglich
Failure Modes and Effects Analyse (FMEA)	JA	JA		Failure Modes and Effects Analyse (FMEA)	JA

HE-Technik	Bereitstellung von Informationen zu Unfallszenarien	Bereitstellung von Häufigkeitsinformationen	Bereitstellung von Informationen zu den Konsequenzen	Möglichkeit des Ereignis-Ranking (mit typ. Ergebnissen)	Kommentare
Failure Modes, Effects and Criticality Analyse (FMECA)	JA	JA (bei auslösenden Ursachen)	JA	JA	Die Kritikalitätsbewertung in einer FMECA liefert eine einfache Risikoeinstufung
Fault-Tree Analyse (FTA)	JA (bei Bestimmung von cut-sets)	JA, basierend auf Größe und Anzahl der Schnitts-ätze und Art der betroffenen Fehler	NEIN	Häufigkeitsrangfolge basierend auf einer strukturellen Bedeutung	Es stehen quantitative FTA-Techniken zur Verfügung, um die Häufigkeit von Top-Ereignissen abzuschätzen
Event-Tree Analyse (ETA)	JA	JA, basierend auf der Anzahl der Unfallszenarien und der Anzahl und Art der beteiligten Ausfälle	JA, jedem Szenario sind Folgenkategorien zugeordnet	JA	Techniken zur quantitativen Ereignisbaumanalyse stehen zur Verfügung, um die Häufigkeit von Top-Ereignissen abzuschätzen
Cause-Consequence Analyse	JA	JA, basierend auf der Anzahl der Unfallszenarien und der Anzahl und Art der beteiligten Ausfälle	JA, jedem Szenario sind Folgenkategorien zugeordnet	JA	quantitative Ursache-Folge-Analysen sind verfügbar, um die Häufigkeit der Top-Ereignisse abzuschätzen
Human Readability-Analyse	JA	JA, basierend auf der Anzahl und Länge der Szenarien und der Art der beteiligten menschlichen Fehler	NEIN	Häufigkeitsranking	Es stehen quantitative menschliche Zuverlässigkeitsanalysen zur Verfügung, um die Häufigkeit von Top-Ereignissen abzuschätzen
Failure Modes and Effects Analyse (FMEA)	JA	JA		Failure Modes and Effects Analyse (FMEA)	JA

Zur Beschreibung und Priorisierung werden dazu qualitative oder halbquantitative Skalen, wie z. B. nach Häufigkeit, oder spezifisch definierte Kategorien, verwendet. Beispiele dazu sind:

- Wird während der Anlagenlebensdauer nicht erwartet.
- Wird während der Anlagenlebensdauer nicht mehr als einmal erwartet.
- Wird während der Anlagenlebensdauer nicht mehr als einige Male erwartet.
- Wird häufiger als einmal pro Jahr erwartet.

Beispiele in Bezug auf die öffentliche Sicherheit sind:

- Keine Verletzungs- oder Gesundheitsschäden.
- Geringfügige Verletzungen oder geringfügige Gesundheitsschäden.
- Verletzungen oder mäßige Auswirkungen auf die Gesundheit.
- Tod oder schwere Gesundheitsschäden.

Beispiele in Bezug auf die Sicherheit der Mitarbeiter sind:

- Keine Verletzung oder Auswirkung auf die Arbeitssicherheit.
- Leichte Verletzung oder leichte Berufskrankheit.
- Verletzung oder mittelgradiger Berufskrankheit.
- Tod oder schwerwiegende Berufskrankheit.

Neben solchen Klassifizierungen können auch direkt Häufigkeits- und Folgenkategorien in Risikomatrizen verwendet werden, um die mit jedem potenziellen Unfall verbundenen Aktionselemente zu priorisieren. Die dabei zu wählenden Größen, d. h. die Definitionen der Kategorien, sollten so angelegt werden, dass sie übersichtlich und möglichen standardisierten Anforderungen der Organisation entsprechen.

Das prinzipielle Arbeiten mit Risikomatrizen ist im GRS-Handbuch zur Störfallanalyse, Teil A im Bereich des Themenfeldes der PSA-Betrachtungen (siehe Kapitel 3.5.2) auf Basis der berechneten PSA-Eintrittswahrscheinlichkeiten mit nachgeschalteter Clusterung beschrieben. Somit stellt es keine originäre Erweiterung des bestehenden GRS-Handbuchs dar und wird hier nicht weiter betrachtet.

In Tab. C.3 zu den Priorisierungsattribute von Hazard Evaluation Techniken werden auch die Dow- und die Mond-Index HE Methoden erwähnt. Die Beschreibung dieser Methoden ist in Kapitel C.3.3 ausgeführt, da sie bisher nicht im GRS-Handbuch zur Störfallanalyse aufgeführt sind.

C.3.3 Ergänzende Ausführungen zu den Dow- und Mond-Indix Methoden

Die zwei Index Methoden Dow-Indes und Mond-Index werden vorzugsweise in der chemischen Prozessindustrie wie auch in Teilbereichen der Versicherungswirtschaft eingesetzt. Die Dow-Index Methode wurde durch den Erfinder Dow Chemical Company, die Mond-Index Methode durch die Mond Division ICI Company benannt. Beide Methoden konnten im Bereich der Nuklearindustrie nie im größeren Umfang an Bedeutung gewinnen, sollte aber dennoch nicht unbehandelt bleiben, da sie doch zuweilen selektiv eingesetzt werden. Der Umfang der Beschreibungen im US-Handbuch /NRC 98/ ist dazu begrenzt, so dass auch auf weitere Literaturreferenzen, z. B. die US-Guidelines for Hazard Evaluation Procedures /TYL 85/ zurückgegriffen wurde.

Prinzipiell kann eine Beurteilung der Sicherheit oder des Risikos z. B. einer Produktionstätigkeit auch durch Risikoindizes ausgedrückt werden, die sich auf spezifische Vorgänge, Stoffeigenschaften oder auch auf vorhandene Unfälle stützen. In der breiten Prozessindustrie liegt der Fokus u. a. auf den beim Prozessablauf vorhandenen Stoffe, wie auch auf den Wirkungsmechanismen der Stoffe untereinander, da oft die gleichen Produktionseinrichtungen bei Produktwechsel oder zumindest Produkt-Konfigurationsänderungen für unterschiedliche Materialien eingesetzt werden. Die zur Bewertung eingesetzten Risikoindizes müssen dabei verschiedensten Randbedingungen genügen. Ein Beispiel dafür ist die Berücksichtigung von Expositionseigenschaften von Stoffen mit ihren typisch Gaußschen oder nach logarithmischen Normalverteilungsfunktion auftretenden Beeinflussungen auf Menschen und Umwelt. Ebenso gibt es für Giftstoffe, die durch eine sigmoidale Kurve (Fermifunktion) gekennzeichnet sind, eine Dosis oder ein Konzentrationsniveau, unterhalb dessen die Reaktion in der Bevölkerung im Wesentlichen zu vernachlässigen ist. Ähnliches gilt für die Mengenansammlung radioaktiver Stoffe, für die es kritische Massen, bzw. Verteilungen und so die spezifischen Kritikalitätsgrenzen gibt, die nicht überschritten werden dürfen. Andere Stoffe verfügen über eine im wesentlichen lineare Summenhäufigkeitsverteilungsfunktion, sodass es keinen Wert gibt, unterhalb dessen keine schädliche Wirkung festgestellt werden kann. In ähnlicher Form können solche Risikoindizes auch für weitere Fragen z. B. des Brandschutzes etc. gebildet

werden. Spezielle Versicherungen nutzen daher diese Betrachtungsart für ihre notwendigen Einschätzungen der Gefahrenlage.

Beim relativen Ranking handelt sich um eine Erhebungsmethode, die einen riskanten Prozess in all seinen Merkmalen analysiert und jedem Prozess einen Index gemäß einer vorher festgelegten Skala zuordnet. Dies ermöglicht es, ähnliche Produktionssysteme oder alternative Lösungen für denselben untersuchten Prozess zu vergleichen bzw. die Vorteile der beabsichtigten Präventions- und Sicherheitsmaßnahmen zu bewerten.

Voraussetzungen für eine sinnvollen Art der Betrachtung ist, dass Produktionsalternativen vorhanden oder zumindest denkbar sind. Mehrere Branchen und internationale Organisationen haben diese Art der indexierten Analyse entwickelt.

Zu den bekanntesten Indexmethoden gehören:

- Dow Fire and Explosion Index (kurz auch Dow F&EI): Dies ist eine indexierte Methode, die von der Dow Chemical Company entwickelt wurde, um die Brand- und Explosionsgefahr, in bestimmten Prozessbereichen zu bewerten.
- Mond-Index: Dies ist eine von der Mond Division von ICI entwickelte Bewertung der Toxizitätsgefahr der beteiligten Materialien, um die entsprechenden Gefahren und Risiken zu indizieren.

Dabei kann jeweils in einer zweiphasigen Vorgehensweise gearbeitet werden. Die erste Phase bewertet die aktuelle Situation, z. B. durch die eingesetzten Arbeitsstoffe. Die zweite Phase bewertet anschließend die getroffenen Präventions- und Sicherheitsmaßnahmen, die zur Kompensation der erkannten Gefahren bereitstehen. Diese Methodiken stellen somit auf jeden Fall eine nützliche Checkliste im Sinne einer Vermeidungsstrategie dar.

Allerdings haben sich diese Methodiken in dieser Form im Anwendungsbereich von kerntechnischen Fragen nicht im größeren Umfang etabliert. Ein möglicher Grund ist, dass es zu den vorhandenen Prozessen in der Kerntechnik kaum oder keine Alternativen gibt, bzw. das Anlagendesign bereits im frühesten Vorfeld auf eine spezifische Konfiguration fixiert wird. Änderungen der Produktpalette einer kerntechnischen Anlage sind daher tendenziell seltener, aber im Bereich der Brennelementfertigung, bei Spezialanforderungen an Brennstoff oder Brennelementdesign, jedoch durchaus denkbar.

C.3.4 Ergänzende Ausführungen zu Bewertungsskalen bei FMEA-Analysen

In diesem Kapitel wird zur weiteren Verdeutlichung auf ein Beispiel einer Bewertungsskala aus dem Bereich der Fehlermöglichkeits- und Einflussanalyse (FMEA) aus dem Handbuch für Organisationuntersuchungen und Personalbedarfsermittlung des Bundesministeriums des Inneren /BUN 18/ behandelt. Diese Methodik ist, wie die meisten HE-Methoden, in weiten Teilen unabhängig von den hinterlegten spezifischen Themen. So können die in dieser Technik eingesetzten Methoden auch für andere Fragestellungen eingesetzt werden, wie z. B. der Personalermittlung zur Kapazitätssicherung und der sich daraus ergebenden Konsequenzen.

Im Folgenden sollen die Details des bewertenden Teils einer FMEA herausgestellt werden. Zunächst sei definiert, dass es eine Auftrittswahrscheinlichkeit (A), die Bedeutung (B) (d. h. welche Wirkung dadurch entsteht), sowie die Entdeckungswahrscheinlichkeit (E) (d. h., dass der Eintritt bemerkt wird) als gegeben angenommen werden. In der Folge wird nun eine Bewertungsskala angegeben, die, basierend auf 6 Wahrscheinlichkeitsbereichen, in 10 Klassen unterteilt ist. Diese Bewertungsskala ist als Auszug in Tabellenform in Tab. C.4 wiedergegeben, um ein möglichst praktisches Beispiel darzustellen.

Tab. C.4 Beispiel einer Priorisierungstabelle einer FMEA

Auftrittswahrscheinlichkeit (A)		**Bedeutung (B)**		**Entdeckungswahrscheinlichkeit (E)**	
1	nahezu auszuschließen; Wahrscheinlichkeit: ca. 1:20.000	1	keine Auswirkung	1-2	zwangsläufige Entdeckung erst bei Folgeprozessen
2	unwahrscheinlich; Wahrscheinlichkeit: ca. 1:5.000	2-3	unbedeutend; Kunde wird nur gering gestört	3-4	hohe Wahrscheinlichkeit der Entdeckung erst bei Folgeprozessen
3	gering wahrscheinlich; Wahrscheinlichkeit: ca. 1:1.000	4-6	Störungen im Prozess; Probleme bei einigen Kunden	5-6	Entdeckung nur im Rahmen gezielter Prüfung des aktuellen Prozesses
4-6	gelegentliches Auftreten; Wahrscheinlichkeit: ca. 1:500 bis 1:100	7-8	eingeschränkte Dienstleistung; Kunden sind verärgert	7-8	keine Entdeckung vor Auslieferung; Kunde wird Fehler wahrscheinlich entdecken
7-8	häufiges Auftreten; Wahrscheinlichkeit: ca. 1:50 bis 1:20	9-10	Verletzung von Vorschriften; finanzielle Schäden in der Organisation	9	Sachverständiger Kunde wird Fehler entdecken
9-10	ständiges Auftreten; Wahrscheinlichkeit: ca. 1:10 bis 1:5			10	Entdeckung nicht sofort möglich, erst im Laufe der Zeit

Die einzelnen Wahrscheinlichkeitsklassen gehen in dem genannten Beispiel von Klasse 1 mit ca. 1:20.000, abgestuft bis zur Wahrscheinlichkeitsklasse 6 mit einem Intervall von 1:10 bis 1:5. Dies ist auch aus der Beschreibung innerhalb der Tabelle entsprechende abzuleiten. Dabei handelt es sich nicht um selektive Wahrscheinlichkeitswerte, sondern mehr um Intervallangaben. Durch so eine Unterteilung kann das Ergebnis einer FMEA, speziell für nachgeschaltete Entscheidungsträger, wesentlich verständlicher gemacht werden. Dies verbessert u. U. auch die darauf basierenden Entscheidungen in ihrer Qualität.

Im Anschluss erfolgt eine Einteilung der praktischen Konsequenzen basierend auf der Risiko-Prioritätszahl RPZ. Eine beispielhafte Einteilung ist in Tab. C.5 gegeben. Je größere die Werte von RPZ sind, desto höher ist das Risiko und somit in der Konsequenz auch der Handlungsbedarf. Die Unterteilung in Fehlerrisikoklassen sollte eine angemessene Auflösung besitzen. Die Einteilungsgrenzen sind jedoch nicht analytisch, sondern empirisch festzulegen. Dies entspricht den Ausführungen aus dem US-Handbuch mit *call them like you see them*.

Tab. C.5 Beispiel für die Einteilung von praktischen Konsequenzen basierend auf der Risiko-Prioritätszahl RPZ

RPZ	Fehlerrisiko	Handlungsbedarf	Maßnahmen
100 < RPZ < 1000	hoch	dringender Handlungsbedarf	müssen formuliert und umgesetzt werden
50 < RPZ < 100	mittel	Handlungsbedarf	sollten formuliert und umgesetzt werden
2 < RPZ < 50	akzeptabel	kein zwingender Handlungsbedarf	können formuliert und umgesetzt werden
RPZ = 1	keins	kein Handlungsbedarf	keine

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14
85748 Garching b. München
Telefon +49 89 32004-0
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon +49 30 88589-0
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon +49 531 8012-0
Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de

ISBN 978-3-946607-92-2