

**Weiterentwicklung
eines Konzepts für
Störfall-/Sicherheits-
analysen
für die Betriebsphase
eines Endlagers
für radioaktive Abfälle**

Bericht zum Arbeitspaket 1
Sicherheitstechnische
Bewertungen für
Endlager am Beispiel Konrad

**Weiterentwicklung
eines Konzepts für
Störfall-/Sicherheits-
analysen
für die Betriebsphase
eines Endlagers
für radioaktive Abfälle**

Bericht zum Arbeitspaket 1
Sicherheitstechnische
Bewertungen für
Endlager am Beispiel Konrad

Eva Hartwig-Thurat
Angelika Krischer
Cornelia Richter
Stephan Uhlmann
Thorsten Faß

September 2018

Anmerkung:

Dieser Bericht ist von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU) im Rahmen des FE-Vorhabens 4715E03410 erstellt worden.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

Deskriptoren:

Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Betriebserfahrung, Probabilistik, Störfallanalyse, Störfallbewertung

Kurzfassung

Das Forschungsvorhaben 4715E03410 „Weiterentwicklung sicherheitstechnischer Bewertungen für Endlager mit Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung am Beispiel des Endlagers Konrad“ gliedert sich in die Arbeitspunkte AP 1 „Weiterentwicklung eines Konzepts für Störfallanalysen/ Sicherheitsanalysen für die Betriebsphase eines Endlagers für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik“ /HAR 18/ und AP 2 „Weiterentwicklung der Instrumente des Sicherheitsnachweises bzw. der Langzeitsicherheitsanalyse am Beispiel des Endlagers Konrad“ /LAR 18/. Der vorliegende Bericht enthält die Ergebnisse des Arbeitspunktes 1.

Im AP 1 des Vorhabens wurden zunächst die Anforderungen an eine Störfallanalyse zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik aufgearbeitet. Die Grundlagen und Methoden zur Bewertung von Störfällen wurden recherchiert und basierend darauf sowie angelehnt an die Vorgehensweisen in verschiedenen Ländern zur Störfallbewertung, ein Konzept für ein erweitertes Bewertungsschema für Störfälle aufgestellt.

Die Verwendung von Betriebserfahrung bildete den Schwerpunkt eines weiteren Arbeitspakets. Hier wurden zunächst Anforderungen zur Einbindung von Betriebserfahrung untersucht und mögliche Quellen aufgezeigt. Der Umgang mit Unsicherheiten gehört ebenfalls zu diesem Arbeitspaket und wurde analysiert, um letztlich mögliche Kriterien für die Bewertung von Daten zur Nutzung als Betriebserfahrung aufzustellen.

Die Aufarbeitung des Standes von Wissenschaft und Technik hat ergeben, dass die Probabilistik in der Störfallanalyse immer weiter in den Vordergrund rückt. Aus diesem Grund wurde die verstärkte Einbindung probabilistischer Instrumente in die vormals primär deterministisch basierte Störfallanalyse untersucht. Es wurde geprüft, welche Werkzeuge aus der probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke grundsätzlich für die Verwendung in der Störfallanalyse für Endlager in Frage kommen und wie sich diese möglicherweise in das Gerüst der Störfallanalyse integrieren lassen.

Ein weiteres Thema behandelt die Anforderungen an die Quelltermbestimmung und die radiologische Konsequenzenanalyse nach Stand von W&T.

Abstract

The research project 4715E03410 "Further development of safety assessments for waste repositories with negligible heat generation using the example of the Konrad repository" is divided into two working packages. Whereby Working package WP 1 deals with the "Further development of a concept for accident analyzes / safety analyzes for the operating phase of a repository for radioactive waste with negligible heat generation using the state of the art of science and technology" /HAR 18/, in working package WP 2 the " /LAR 18/ Further development of the instruments of the safety verification or the long-term safety analysis using the example of the Konrad repository " is discussed. Each of these working packages is divided into several subsections. This report contains the results of working package 1.

Here, in a first step requirements for an accident analysis for the control of malfunctions and incidents according to the state of the art in science and technology were worked out. The principles and methods for assessing incidents have been researched and based on this and the procedures in various countries for accident assessment, a concept for an extended assessment scheme for incidents has been established.

Another topic of this report deals with operating experience. Firstly, requirements for the integration of operating experience were examined and potential sources were identified. Dealing with uncertainties is also part of this subsection and has been analyzed to finally establish possible criteria for the evaluation of data for use as operating experience.

The review of the state of the art in science and technology has shown that probabilistic approaches are of increasing importance in the accident analysis. For this reason, the increased involvement of probabilistic instruments in the previously deterministically dominated accident analysis was examined. The tools of probabilistic safety analysis for nuclear power plants suitable for accident analysis for repositories were examined and their integration into the framework of the accident analysis was investigated.

The last subsection of work package 1 covers the requirements for the source term determination and the radiological consequence analysis, which form the last step of the accident analysis.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	II
1	Einleitung und Zielsetzung	1
2	Anforderungen an eine Störfallanalyse.....	3
2.1	Nationale Anforderungen	3
2.2	Internationale Anforderungen – Ländervergleich	5
2.3	Internationale Arbeitsgruppen	11
2.3.1	OECD-NEA EGOS	11
2.3.2	IAEA GEOSAF III.....	12
2.4	Zusammenfassung	13
3	Störfallbewertung	15
3.1	Grundlagen.....	15
3.2	Methoden für Risikoanalysen.....	16
3.3	Stand von W&T	20
3.4	Länderbeispiele	23
3.4.1	Frankreich.....	24
3.4.2	Großbritannien.....	25
3.4.3	Niederlande	27
3.4.4	Schweiz	28
3.4.5	USA.....	29
3.4.6	Finnland.....	30
3.4.7	Deutschland.....	31
3.4.8	Zusammenfassung	32
3.5	Anforderungen an das Bewertungsmodell	33
3.6	Ableitung von Bewertungskriterien.....	34
3.7	Vorschlag für die Weiterentwicklung der Bewertung von Störfällen.....	36

4	Verwendung von Betriebserfahrung	41
4.1	Definition Betriebserfahrung	41
4.2	Anforderungen an die Einbindung von Betriebserfahrung	42
4.2.1	Internationale Anforderungen	42
4.2.2	Nationale Anforderungen	47
4.2.3	Bewertung der Anforderungen	54
4.3	Quellen für Betriebserfahrung	55
4.4	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen	58
4.4.1	Unsicherheitsanalyse	59
4.4.2	Sensitivitätsanalyse	61
4.4.3	Best-Estimate-Ansatz	62
4.5	Kriterien zur Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrung	64
5	Einbindung probabilistischer Werkzeuge in die Störfallanalyse.....	71
5.1	Schnittstellen Probabilistik / Deterministik	73
5.2	Probabilistische Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke	76
5.3	Probabilistische Methoden für die Störfallanalyse	86
5.4	Übertragung methodischer Einzelschritte und Einfügen in die Gesamtmethodik.....	88
6	Anforderungen an die Quelltermbestimmung und die radiologische Konsequenzenanalyse nach dem Stand von Wissenschaft und Technik.....	93
6.1	Anforderungen an das Nachweisverfahren	93
6.2	Randbedingungen für die radiologische Konsequenzenanalyse	94
6.2.1	Freisetzungsanteile.....	96
6.2.2	Atmosphärische Ausbreitungsrechnung.....	106
6.2.3	Dosisberechnung.....	115
7	Zusammenfassung und Ausblick.....	117
	Literaturverzeichnis.....	121
	Abbildungsverzeichnis.....	141

	Tabellenverzeichnis.....	143
	Abkürzungsverzeichnis.....	145
A	Anhang	149
A.1	Vorschlag Formblatt für ein Ereignis im Bewertungsschema	149

1 **Einleitung und Zielsetzung**

Mit dem Vorhaben 4715E03410 „Weiterentwicklung sicherheitstechnischer Bewertungen für Endlager mit Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung am Beispiel des Endlagers Konrad“ /HAR 18/, /LAR 18/ hat die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH das Ziel verfolgt, den Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich der Sicherheitsnachweise für geologische Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

- zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen (Auslegungsstörfällen) und
- zur Sicherheit in der Nachbetriebsphase

unter Berücksichtigung von aktuellen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu untersuchen und weiterzuentwickeln. Das Vorhaben schließt an den Bericht zum Arbeitspaket 1 „Weiterentwicklung der Methodik für die Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen“ des GRS-Vorhabens 3612R03410 /HAR 15/, /LAR 15/ „Untersuchung und Entwicklung von sicherheitstechnischen Bewertungen für Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung; Entwicklung und Bereitstellung des notwendigen Instrumentariums am Beispiel des Endlagers Konrad“ an, in welchem sich ein generischer Bedarf an Basisforschung und Neuentwicklungen sowohl in Bezug auf betriebliche Störfallanalysen als auch für die Langzeitsicherheit gezeigt hat.

Ziele dieses Vorhabens sind Weiterentwicklungen der sicherheitstechnischen Bewertungen im Rahmen der Störfallanalyse (**AP 1**) als auch im Rahmen der Langzeitsicherheitsanalyse (**AP 2**). Die Ergebnisse des Vorhabens werden in zwei eigenständigen Berichten veröffentlicht. Der Bericht GRS-512 zum AP 1 gibt die Arbeiten und Ergebnisse zur „Weiterentwicklung eines Konzepts für Störfallanalysen/Sicherheitsanalysen für die Betriebsphase eines Endlagers für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik“ wider /HAR 18/.

Generell beruht das Sicherheitskonzept eines jeden Endlagers für radioaktive Abfälle auf dem Zusammenspiel von standortspezifischen Sicherheitsnachweisen und den daraus abgeleiteten Begrenzungen und Grenzwerten, der Anlagenauslegung und den Anforderungen an die einzulagernden Abfallgebinde. Im Vorgängervorhaben zeigte sich, dass die Störfallanalyse für das Endlager Konrad, bestehend aus der determinis-

tischen Bestimmung der Störfälle und einer ergänzenden probabilistischen Untersuchung für die Ausgewogenheit der Anlagenauslegung in seinem grundsätzlichen Vorgehen dem methodischen Stand von W&T bei Störfallanalysen für Endlager entspricht /HAR 15/.

Auf den Ergebnissen aus /HAR 15/ aufbauend, wurden im Kapitel 2 des Vorhabens zunächst international geltende Anforderungen an Störfallanalysen für die Betriebsphase von Endlagern zusammengestellt. Es wurde insbesondere untersucht, welche Anforderungen sich bei der Ermittlung, Auswertung und Nutzung von Betriebserfahrung hinsichtlich der Aufstellung und Bewertung von betrieblichen Sicherheitsanalysen ergeben (siehe auch Kapitel 4). Kapitel 3 umfasst Arbeiten zur Bewertung von Störfällen. Hier war es das Ziel, in Anlehnung an den Stand von W&T, sowie einer Analyse der Möglichkeiten der Risikobewertung, Kriterien zur Bewertung von Störfällen abzuleiten und anhand dieser Kriterien ein Bewertungsschema, mit dem es möglich ist, Störfälle zu bewerten, zu entwickeln. Im Kapitel 4 wurde untersucht, wie die Ergebnisse der Störfallanalyse für den Betrieb eines Endlagers für vernachlässigbar wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle durch die Quantität und Qualität der verwendeten Betriebserfahrungen beeinflusst werden können. Ergänzend dazu wurden Anforderungen an die Angaben zu den Betriebserfahrungen abgeleitet, um die Aussagen der Störfallanalyse zum Betrieb durch praktisch vorliegende Erfahrungen zu untersetzen. Das fünfte Kapitel behandelt probabilistische Analysen. Es wurden einzelne Aspekte wie die verstärkte Einbindung probabilistischer Methoden bei der Ableitung der auslegungsrelevanten Störfälle im Rahmen der Störfallanalyse betrachtet. Nach der Identifizierung von Einzelschritten einer PSA-Methode wurden diese Einzelschritte im Hinblick auf ihre Nutzbarkeit für die Störfallanalyse bewertet und auf die Störfallanalyse übertragen. Kapitel 6 behandelt den Stand von W&T zur Quelltermbestimmung. Es wurden Anforderungen an die Quelltermbestimmung sowie an die radiologische Konsequenzenanalyse zusammengestellt.

Wesentliches Ziel des AP1 war die Erarbeitung von Vorschlägen zur Umsetzung der Anforderungen zur Nutzung von Betriebserfahrung als auch der verstärkten Einbindung probabilistischer Methoden bei der Ableitung/Entwicklung und Bewertung von Merkmalen, Ereignissen oder Vorgängen, die zu Betriebsstörungen und/oder Störfällen führen können. Durch die Weiterentwicklung einer systematischen und nachvollziehbaren Vorgehensweise soll das Vertrauen in die Auswahl und Bewertung der als relevant erachteten Störfälle (repräsentative Störfällen, Auslegungsstörfälle) erhöht werden.

2 Anforderungen an eine Störfallanalyse

Im Arbeitspaket 1 „Weiterentwicklung der Methodik für die Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen“ /HAR 15/ des Vorhabens 3612R03410 wurde bereits der Bewertungsmaßstab zur Beurteilung der Vorgehensweise bei der Durchführung einer Störfallanalyse untersucht. Es wurden Anforderungen internationaler Arbeitsgruppen wie die Integration Group for the Safety Case (IGSC) der OECD-NEA, internationaler Projekte wie SITEX (Sustainable network for Independent Technical Expertise of Radioactive Waste Disposal), Anforderungen der IAEA und der ICRP sowie der nationale Bewertungsmaßstab vorgestellt. Des Weiteren wurden die Vorgehensweisen bei Störfallanalysen in verschiedenen Ländern dargestellt. Explizit betrachtet wurden die Schweiz, Schweden, Kanada, Großbritannien und die USA.

In diesem Kapitel werden zunächst generische Anforderungen beschrieben. Spezifische Anforderungen, die sich an bestimmte Teilelemente der Störfallanalyse richten, werden in den jeweiligen Kapiteln 3, 4 und 5 behandelt. Kapitel 3 befasst sich mit der Bewertung von Störfällen. Die Verwendung von Betriebserfahrung in der Störfallanalyse wird in Kapitel 4 untersucht. Möglichkeiten der Einbindung probabilistischer Instrumente werden in Kapitel 5 dargestellt. Kapitel 6 enthält die Anforderungen an die Quelltermbestimmung sowie die radiologische Konsequenzenanalyse.

2.1 Nationale Anforderungen

Zunächst wird eine kurze Zusammenfassung zu nationalen Anforderungen basierend auf den Arbeiten /HAR 15/ vorgestellt und anschließend werden Änderungen und Weiterentwicklung, die seit diesem Vorhaben stattgefunden haben, ergänzt. In /HAR 15/ wurden der folgende Sachverhalte dargestellt:

- Es gibt kein eigenständiges Regelwerk für die Endlagerung vernachlässigbar Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle. Es findet sinngemäß das KTA-Regelwerk Anwendung.
- Eine Regelwerksaktualisierung der Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung radioaktiver Abfälle fand zuletzt 2010 statt (bezogen auf wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle).

- Die Störfallanalyse (SFA) ist nach aktuellem internationalem Verständnis ein Bestandteil des Safety Case.
- Deterministische Analysen behalten ihre Berechtigung und probabilistische Analysen erhalten international mehr Gewicht bei der Analyse von Störfällen.
- Der Störfallplanungswert in Deutschland ist mit 50 mSv (§ 49 Abs.1 Nr. 1 StrSchV /SSV 16/) seit Beantragung des Planfeststellungsverfahrens Konrad im Jahre 1983 unverändert.
- Die Bestimmung der radiologischen Konsequenzen für das Endlager Konrad erfolgte mittels einer deterministischen SFA mit konservativem Ansatz.
- Das Gefährdungs- und Risikopotential einer Anlage erfolgt anhand der Eintrittshäufigkeit von Störfällen durch eine probabilistische Sicherheitsanalyse.
- Die Klassifizierung radiologischer Abfälle erfolgt endlagerbezogen und ohne Bezug auf Halbwertszeiten.

Gesetzlicher Rahmen

Seit September 2015 /HAR 15/ gab es zwei Gesetze zur Änderung des Atomgesetzes. Das 14. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes trat am 26. November 2015 in Kraft. Am 10. Juni 2017 folgte das 15. Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes. Es gab keine Änderungen, die neue Anforderungen an die Durchführung einer Störfallanalyse für ein Endlager für radioaktive Abfälle definieren.

Am 12. Mai 2017 wurde das neue Strahlenschutzgesetz in Kraft gesetzt, welches Vorgaben aus der Strahlenschutzverordnung, der Röntgenverordnung und dem Strahlenschutzvorsorgegesetz zusammenfasst /BFS 17a/. Das Strahlenschutzgesetz /SSG 17/ enthält keine einschlägigen Vorgaben im Hinblick auf die Anforderungen an eine Störfallanalyse. Bis Ende des Jahres 2018 sollen Verordnungen erarbeitet werden, die das Strahlenschutzgesetz ergänzen und konkretisieren /BFS 17a/. Eine Änderung des Störfallplanungswertes oder die Forderung nach ausreichender Vorsorge im Hinblick auf den Stand von Wissenschaft und Technik ist derzeit nicht zu erwarten.

§ 26 des Standortauswahlgesetzes /STA 17/ ermächtigt das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit zum Erlass einer Rechtsverordnung, die Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung festlegt. Zurzeit wird diese Verordnung

auf Grundlage der Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle /BMU 10/ sowie Empfehlungen der Endlagerkommission mithilfe von Experten aus der Wissenschaft und Vertretern der Bundesländer entwickelt. Die Sicherheitsanforderungen für wärmeentwickelnde Abfälle /BMU 10/ werden mit Inkrafttreten der Verordnung abgelöst /BMU 17/.

Veröffentlichungen der ESK

Die Entsorgungskommission (ESK) hat am 10.12.2015 die „Leitlinie zum sicheren Betrieb eines Endlagers für insbesondere Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle“ /ESK 15/ herausgegeben. Diese und weitere Leitlinien sollen die Sicherheitsanforderungen aus den „Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle“ des BMU /BMU 10/ vom 30. September 2010 konkretisieren. Die Leitlinie bezieht sich somit auf Endlager für insbesondere Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle wie etwa bestrahlte Brennelemente. Da das Wirtsgestein eines solchen Endlagers sowie alle damit zusammenhängenden Spezifikationen derzeit noch offen sind und die Inbetriebnahme erst um das Jahr 2050 geplant ist, bezieht sich die Leitlinie auf generische Aspekte und wird mit fortschreitender Planung hinsichtlich des Endlagers weiterentwickelt /ESK 15/.

Die ESK empfiehlt den Nachweis der erforderlichen Vorsorge gegen Schäden nach dem Stand von W&T durch anlagenspezifische Sicherheitsanalysen zu führen. Dabei ist eine ausreichende Robustheit zu berücksichtigen. Es ist eine Begründung erforderlich, welche Betriebsstörungen und Störfälle im Sicherheitskonzept berücksichtigt wurden. Neben einer deterministischen Sicherheitsanalyse ist auch eine probabilistische Sicherheitsanalyse parallel zur Planung des Endlagerkonzepts durchzuführen. Auf diese Weise sollen in einem iterativen Prozess der Entwurf sowie die sicherheitstechnische Ausgewogenheit des Endlagersystems schon in der Entwicklung optimiert und die für die probabilistische Analyse nötige Datenbasis verbessert werden /ESK 15/.

2.2 Internationale Anforderungen – Ländervergleich

Im Rahmen des Vorhabens 3612R03410 /HAR 15/ wurden bereits verschiedene Konzepte für Störfallanalysen in unterschiedlichen Ländern betrachtet. Die Vorgehensweisen in der Schweiz, in Schweden, Großbritannien, Kanada und in den USA wurden vorgestellt. Nachfolgend wird ergänzend Frankreich betrachtet.

Frankreich

Frankreich plant die Errichtung eines Endlagers für HAW-Abfälle (Cigéo Projekt). Die Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) ist die Betreiberin des Endlagers. Die Inbetriebnahme des Endlagers setzt eine Genehmigung der Aufsichtsbehörde für nukleare Sicherheit (ASN) voraus. Die IRSN ist als technische Unterstützung der ASN in die Prüfung und Evaluierung der Antragsunterlagen sowie anderer sicherheitsrelevanter Arbeiten der ANDRA involviert /AND 12/.

Im Dossier Argile „Safety evaluation of a geological repository“ (Machbarkeitsstudie, vorläufige Sicherheitsanalysen) werden die Herangehensweisen für den Sicherheitsnachweis u. a. für den sicheren Betrieb des Endlagers Cigéo beschrieben /AND 05a/. Das französische Sicherheitskonzept basiert auf den beiden Prinzipien „Robustheit“ und „Nachweisbarkeit“ der Sicherheitsaspekte. Dies soll durch die bestmögliche Nutzung verschiedener Argumentationslinien (qualitative Argumentation, Verwendung von Analogien, Experimente und technische Demonstrationen) erfolgen. Es ist wesentlich, bereits zu Beginn der Sicherheitsanalysen die Ziele und Kriterien festzulegen, nach denen die Beurteilung des Endlagerkonzepts und der Anlagenauslegung erfolgt. Im Dossier Argile wird betont, dass es neben numerischen Nachweisen zum Erreichen quantitativer Ziele ebenso wesentlich ist, klare und systematische Argumentationen auf der Basis international anerkannter Referenzen und Reviews zu führen. Das Vertrauen in die Sicherheitsanalysen beruht insbesondere neben den angewandten Methoden und unabhängigen Überprüfungen auch auf der Qualität der verwendeten Daten /AND 05a/.

Um die Betriebssicherheit zu gewährleisten, hat ANDRA schon in der Planungsphase alle Störfälle, die radiologische Auswirkungen auf Menschen oder die Umwelt haben könnten, identifiziert. Für die identifizierten Gefahren sieht ANDRA betriebliche und konstruktive Maßnahmen vor, um die Eintrittswahrscheinlichkeit der Ereignisse zu verringern, Vorsorge zu treffen oder sie ganz zu verhindern. Da potentielle Störfälle trotzdem nicht sicher ausgeschlossen werden können, gibt es zusätzliche Maßnahmen, um bei Eintritt eines Störfalls die Auswirkungen zu minimieren und die Situation zu kontrollieren /AND 13 /.

Die durchgeführten Risikoanalysen erfolgen systematisch. Für die Analysen benötigte Informationen werden z. T. aus der Betriebserfahrung bestehender Industrieanlagen gewonnen. Es wird zwischen herkömmlichen/konventionellen Risiken bei Bau und Be-

trieb des Endlagers und spezifischen nuklearen Risiken, bei Beteiligung der radioaktiven Gebinde an Störungen unterschieden. Für die herkömmlichen Risiken sieht man keinen Bedarf für zusätzliche Studien und stützt sich auf bereits verfügbare Erfahrungen. Für die Abdeckung der nuklearen Risiken für die oberirdischen Bereiche werden Betriebserfahrungen aus Tätigkeiten in den französischen Nuklearanlagen herangezogen. Die spezifischen Herausforderungen für den Transfer unter Tage bis hin zur Einlagerung seien so individuell, dass schwerlich die Betriebserfahrung anderer Anlagen als repräsentativ herangezogen werden kann. Dieser Herausforderung begegnet man mit Anforderungen an das Design der Anlage und Vorsorgemaßnahmen zur Störfallverhinderung bzw. Reduktion. U. a. wird überlegt, jeweilige Transportkreisläufe zur Einlagerung und Lüftungssysteme voneinander zu trennen /AND 05a/.

Das Design der Anlage ist das Ergebnis eines iterativen Prozesses, bei dem neue Erkenntnisse und Unsicherheiten die Forschungsschwerpunkte mitbestimmen und in einem immer besseren Verständnis des Systems und einer Anpassung der Sicherheitsanalysen wiederum in die Gestaltung der Anlage einfließen /ABA 15/.

Es werden auch in der Betriebsphase auftretende Unfälle betrachtet, die Auswirkungen auf die langfristige Sicherheit haben können, wenn z. B. ein Brand das Gestein durch Veränderung seiner Eigenschaften schädigen würde. In einem späteren Stadium, wenn das Design der Anlage weiter vorangeschritten ist, sollen hierzu noch genauere angepasste Betrachtungen erfolgen /AND 05a/.

Das nationale Regelwerk in Frankreich kann nach Abb. 2.1 gegliedert werden. Dabei sind auf gesetzlicher Ebene etwa der „TSN Act“ vom 13. Juni 2006 über Transparenz und Sicherheit im nuklearen Bereich und der „Waste Act“ vom 28. Juni 2006 über die nachhaltige Entsorgung radioaktiver Abfälle zu beachten /VOI 14/, /TAN 15/. Verordnungen sowie Entscheidungen der ASN sind ebenfalls bindend. Nachfolgend sind die Richtlinien der ASN zu berücksichtigen.

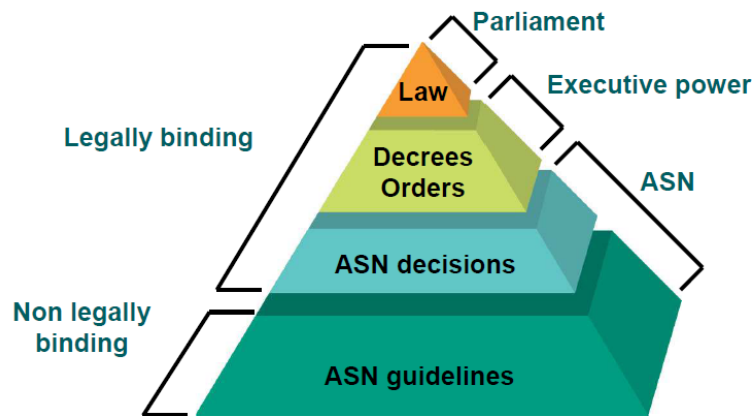


Abb. 2.1 Gesetzlicher Rahmen für Endlager für radioaktive Abfälle /TAN 15/

Vergleichende Betrachtung verschiedener Länder

In Tab. 2.1 sind die Anforderungen und Informationen über die Vorgehensweise bei der Störfallanalyse in verschiedenen Ländern soweit verfügbar nach /HAR 15/ sowie ergänzende Informationen zu Frankreich dargestellt. Die Vergleichbarkeit der Informationen ist ggfs. aufgrund ihres unterschiedlichen Detaillierungsgrades eingeschränkt. Deutschland, Schweden und die Schweiz sind zunächst auf eine deterministische Analyse fokussiert, während z. B. in den USA eine Analyse auf probabilistischer Basis im Vordergrund steht. Mehreren Ländern gemeinsam ist das Einteilen der Störfälle in Klassen entsprechend ihrer Eintrittshäufigkeit. Informationen zur genauen Vorgehensweise bei einer Störfallanalyse in der Schweiz wurden nicht gefunden.

Tab. 2.1 Gegenüberstellung von Anforderungen an eine Störfallanalyse verschiedener Länder

Land	Anforderungen	Vorgehensweise
Deutschland	• Deterministische Analyse und ergänzende probabilistische Analyse • Analyse zur Genehmigung erforderlich	• Ereignisanalyse, Klassifizierung, Gruppenbildung, Quelltermberechnung für repräsentative Störfälle • Vorgabe: Störfallplanungswert • Nachweis der Einhaltung durch Vorsorgenachweis für Auslegungsstörfälle
Schweden	• Deterministische Analyse • Fortlaufende Aktualisierung	• Ereignisanalyse, Klassifizierung, Nachweis der Einhaltung der Grenzwerte für jede Störfallklasse mittels quantitativer Analysen
Schweiz	• Deterministische Analyse • Ergänzende probabilistische Analyse zum Nachweis der Ausgewogenheit und der Angemessenheit vorgesehener Schutzmaßnahmen • Nachweis der Aktualität der Störfallanalyse alle 10 Jahre • Analyse erforderlich für die Auslegung des Endlagers	<i>Informationen nicht vorhanden.</i>
Frankreich	• Qualitative Argumentation, Verwendung von Analogien, Experimente und technische Demonstrationen • Robustheit und Nachweisbarkeit	• Iterative Vorgehensweise, neue Erkenntnisse fließen in das Anlagendesign, welches einer erneuten Analyse zugrunde liegt, ein

Land	Anforderungen	Vorgehensweise
Großbritannien	• Deterministische Störfallanalyse auf Basis konservativer Annahmen und probabilistische risikobasierte Sicherheitsanalyse • Analyse im Rahmen des Genehmigungsverfahrens	• Störfallidentifizierung mithilfe von Tests und Modellen • Datenbank mit Ergebnissen aus Fallversuchen steht für Analyse zur Verfügung • Repräsentativer mechanischer und repräsentativer thermischer Störfall
Kanada	• Störfallanalyse im Rahmen des Genehmigungsverfahrens erforderlich, dabei radiologische als auch nicht radiologische (chemische) Analyse	• Liste störfalleinleitender Ereignisse, Bestimmung störfallspezifischer Ereignisse, Erstellung der Abläufe, Abschätzung der Häufigkeiten, Identifikation der Störfälle mit dem höchsten Risiko, Analyse von Szenarien für Störfälle mit höherer Eintrittswahrscheinlichkeit ($> 10^{-7}/\text{Jahr}$), Einteilung der Störfälle in Kategorien, Quelltermbestimmung
USA	• Preclosure Safety Analysis für die Genehmigung erforderlich • Verwendung von Methoden der probabilistischen Risikobewertung	• Erstellung von Ereignisabläufen, mit auslösenden Ereignissen und zugehörigen Schlüsselereignissen, Klassifizierung anhand Eintrittshäufigkeit, Konsequenzenanalyse, Identifikation wesentlicher Strukturen / Systeme / Komponenten / Sicherheitseinrichtungen → Ergebnisse fließen in die Gestaltung des Anlagendesigns ein

2.3 Internationale Arbeitsgruppen

2.3.1 OECD-NEA EGOS

Die *Expert Group on Operational Safety* (EGOS) ist eine internationale Expertengruppe der *Integration Group for the Safety Case* (IGSC) der OECD-NEA (*OECD Nuclear Energy Agency*). Die IGSC ist das Hauptberatungsgremium in technischen Belangen für das *Radioactive Waste Management Committee* (RWMC) der OECD/NEA.

Hauptzweck der EGOS ist die Identifizierung, Beurteilung und Unterstützung in der Definition und Erstellung internationaler *best practice* Vorgehensweisen für den sicheren Betrieb geologischer Endlager für radioaktive Abfälle. Im Vordergrund steht dabei die Betriebsphase eines Endlagers. Auswirkungen/Verbindungen zur Langzeitsicherheit werden jedoch ebenfalls betrachtet. Mitglieder der EGOS stammen von Waste Management Organisationen, Genehmigungsbehörden, TSOs und F&E Organisationen.

Die folgenden Themen werden von der EGOS derzeit als vordringlich angesehen und behandelt:

- *Fire assessment in deep geological repositories*
Erfahrungsaustausch über aktuelle Entwicklungen im Bereich von Brandbewertungsmethodik mit Brand- und Sicherheitsexperten (innerhalb und außerhalb der Nuklearindustrie) beim Management von Brandrisiken.
- *NEA „hazard database“*
Informationsaustausch und Erstellung einer „hazard list“ sowie Diskussion über Methoden zur Prävention und Risikominderung solcher Gefahren.
- *Waste Acceptance Criteria (WAC)*
Unterstützung der EGOS WAC Task Group bei der Erörterung der Kriterien, die bezüglich der Betriebssicherheit erforderlich sind (z. B. Strahlenschutz und radiologische Grenzwerte, Design und Spezifikationen von Abfallverpackungen usw.).
- *Demonstration of safety and reliability of transport and emplacement systems*
Erstellung eines Statusberichts über Planung, Herstellung und Demonstration / Prüfung der Sicherheit und Zuverlässigkeit von Transport- und Einlagerungssystemen.
- *Methodologies and approaches of safety assessment for the operational period*
Diskussion der Beziehungen zwischen Betriebssicherheit und Langzeitsicherheit und wie sie behandelt werden sollten.

2.3.2 IAEA GEOSAF III

Im Jahr 2008 wurde das internationale Vergleichs- und Harmonisierungsprojekt GEOSAF von der IAEA ins Leben gerufen. Ziel war die Harmonisierung der Ansätze zum Nachweis der Sicherheit der geologischen Endlagerung. Das Projekt lief bis 2011 und konzentrierte sich auf die Entwicklung und Überprüfung des Safety Case für die geologische Endlagerung von radioaktiven Abfällen. Insbesondere wurde der französische Fall betrachtet, um die Machbarkeit eines geologischen Endlagers in Tonformationen nachzuweisen. Im Anschluss wurde im Nachfolgeprojekt GEOSAF II von 2012 bis 2015 die Betriebssicherheit und deren Auswirkungen auf die Langzeitsicherheit eines geologischen Endlagers untersucht [IAEA 17]. Im Mai 2017 startete GEOSAF Part III. Dies schließt auch inhaltlich an GEOSAF II an und beschäftigt sich weiterhin mit den Auswirkungen der Betriebssicherheit auf die Langzeitsicherheit. Weiterhin soll durch praktische Beispiele und Fallstudien gezeigt werden, wie ein Safety Case methodisch und praktisch von Waste Management Organisationen (WMO) erstellt werden kann und wie ein Safety Case von TSO, Regulierungs- und Aufsichtsbehörden evaluiert und bewertet werden kann.

Außerdem sollen die in GEOSAF I und II entwickelten Konzepte des „As Built State“, „Design Target“ (DT) und „Safety Envelope“ (SE) anhand von Beispielen aktueller Safety Cases verdeutlicht werden. Eine Arbeitsgruppe begann im Vorgängervorhaben mit der Aufstellung einer Gap Analysis bezüglich der betrieblichen Sicherheit geologischer Endlager. Die Arbeiten hierzu werden in GEOSAF III fortgesetzt, mit dem Ziel einer Empfehlung für die Entwicklung eines IAEA-Safety-Guide-Dokumentes.

Im GEOSAF-III-Projekt arbeiten drei Arbeitsgruppen parallel an unterschiedlichen Fragestellungen. Aufgabe der Arbeitsgruppe 2 war zunächst die Definition des SE und des DT. Arbeitsgruppe 3 beschäftigt sich mit der Identifizierung von Unsicherheiten und Abweichungen, die für die Sicherheit relevant sind, und wie diese zu korrigieren sind. Außerdem wurde untersucht, wie nationale Safety Cases die Konzepte des DT und SE berücksichtigen haben. Arbeitsgruppe 1 hat das Ziel, ein Dokument zu erstellen, in dem Aussagen zur Betriebssicherheit von Endlagern untermauert von Empfehlungen aus anderen Unterlagen, getroffen werden. Die Quellen zur Begründung sollen dabei insbesondere Dokumente sein, die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen, zumindest aber Endlagerung im Allgemeinen behandeln. Außerdem dient die Tätigkeit der Arbeitsgruppe 1 dazu, bestehende Lücken zu identifizieren und aufzuzeigen, wo Handlungsbedarf im Hinblick auf Empfehlungen und Vorgaben vorhanden ist.

2.4 Zusammenfassung

In diesem Kapitel wurde dargelegt, welche Änderungen sich seit Abschluss des Vorhabens 3612R03410 /HAR 15/ ergeben haben und eventuelle Unterschiede aufgezeigt. Der gesetzliche Rahmen sowie untergeordnete Anforderungen wurden geprüft und ausgewertet. Die in diesem Kapitel zusammengetragenen Anforderungen beziehen sich auf generische Aspekte. Anforderungen zu spezifischen Themenfeldern werden in den nachfolgenden Kapiteln behandelt.

Während die Störfallanalyse in Deutschland und in Schweden dem Nachweis der Einhaltung der Grenzwerte dient, ist die Analyse in Frankreich als iterativer Prozess zu verstehen. Die Ergebnisse der Störfallanalyse fließen dabei wiederum in das Design der Anlage ein, wodurch eine Aktualisierung der Störfallanalyse erforderlich wird. Ein solch iterativer Prozess bzw. insbesondere eine regelmäßige Aktualisierung der Störfallanalyse aufgrund neuer Erkenntnisse, stellt eine grundsätzliche Anforderung dar. Die Ergänzung einer deterministischen Analyse um eine probabilistische Analyse kann ebenfalls als Anforderung gesehen werden. Anforderungen, die für bestimmte Teile der Störfallanalyse relevant sind, werden entsprechend in den nachfolgenden Kapiteln zur Störfallbewertung, zur Verwendung von Betriebserfahrung und zur Einbindung probabilistischer Instrumente behandelt.

3 Störfallbewertung

Ziel dieses Arbeitspunktes ist die Weiterentwicklung eines Bewertungsschemas für Störfälle bzw. Störfallszenarien. Das hier entwickelte Bewertungsschema soll als Modul in die Störfallanalyse integriert werden und zwischen der Ereignisanalyse und der Störfallgruppenbildung eingebettet werden. Die Störfälle sollen im Hinblick auf ihr Risiko bewertet werden. Auf das Risiko eines Störfalles haben mittelbar über die zwei Einflussgrößen Eintrittshäufigkeit und Schadensausmaß verschiedene Kriterien eine Wirkung. Vorteil einer solchen risikobasierten Vorgehensweise ist der zusätzliche Informationsgewinn, sowie die Möglichkeit, Schwachstellen an der Anlagenauslegung aufzudecken. Zusätzlich soll die Bewertung von Vorsorgemaßnahmen mit Hilfe des Schemas möglich sein. Die Auswahl besonders sinnvoller Vorsorgemaßnahmen im Hinblick auf ihren Nutzen, also die Verringerung des Risikos, steht dabei im Vordergrund.

3.1 Grundlagen

Das Risiko R als die Wahrscheinlichkeit, dass innerhalb einer bestimmten Zeitspanne eine bestimmte Wirkung eintritt, ist definiert als $R = H \times S$, mit H als der Eintrittshäufigkeit des Ereignisses und S als zu erwartendem Schadensausmaß beim Eintritt des Ereignisses /SFK 04/, /EUR 12/, /NAT 05/. Auch wenn das Risiko an sich durch eine Wahrscheinlichkeitsaussage beschrieben wird, weist die Störfallkommission darauf hin, dass zur Bestimmung des Risikos die zu erwartende Häufigkeit und nicht, wie fälschlicherweise oft angegeben, die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Ereignisses zu verwenden ist /SFK 04/. An dieser Stelle sei auf den Bericht „Welt im Wandel: Strategien zur Bewältigung globaler Umweltrisiken“ des Wissenschaftlichen Beirates der Bundesregierung Globale Umweltveränderungen hingewiesen, in dem erläutert wird, dass sich der Begriff Risiko auf Ereignisse bezieht, bei denen entweder empirische Informationen über die relative Häufigkeit vorliegen oder aber lediglich Spekulationen darüber. Wenn die Eintrittswahrscheinlichkeit in einem bestimmten Zeitraum dagegen sicher bestimmt werden kann, wie etwa bei Ebbe und Flut mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von 1, so ist dies kein Risiko sondern ein sicheres Ereignis /KRE 89/. Da für Störfälle in einem Endlager keine Eintrittswahrscheinlichkeit sicher bestimmt werden kann, sondern nur Aussagen zu relativen Häufigkeiten und zu erwartenden Häufigkeiten getroffen werden können, sind ebendiese zu verwenden. Da jedoch in der einschlägigen Literatur oftmals keine Unterscheidung zwischen Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten stattfin-

det, wird dies auch hier nicht weiter verfolgt sondern wurde nur der Vollständigkeit halber dargestellt.

Bei der Störfallanalyse Konrad wurden die identifizierten Ereignisse hinsichtlich der zu treffenden Vorsorgemaßnahmen bewertet. Die Ereignisse, deren Eintritt ausgeschlossen wird, wurden als Ereignisse der Klasse 2 definiert. Ereignisse, die eintreten können, deren radiologische Auswirkungen jedoch hinreichend begrenzt sind wurden dagegen der Klasse 1 zugeteilt /GRÜ 89/. Zusätzlich wurde im Rahmen einer probabilistischen Analyse die sicherheitstechnische Ausgewogenheit der Anlage bewertet. Der entsprechende Bericht erhebt nicht den Anspruch einer Risikoanalyse sondern hatte lediglich die Bestimmung der Häufigkeiten, mit denen die Ereignisse zu erwarten sind, zum Ziel /KRE 89/. Im Zuge einer ganzheitlichen Bewertung der Störfälle soll nun zusätzlich das Kriterium des Schadensausmaßes herangezogen werden, was zum Begriff des Risikos und somit auch zur Risikoanalyse führt. Zur Einführung in die Thematik wird daher im Folgenden zunächst ein Überblick zum Thema Risikoanalysen gegeben werden, bevor konkret auf den Stand von Wissenschaft und Technik eingegangen wird.

3.2 Methoden für Risikoanalysen

Bei Risikoanalysen gibt es unterschiedliche Begrifflichkeiten für verschiedene Vorgehensweisen. Diese sind jedoch nicht eindeutig sondern variieren teilweise je nach Verfasser. Zum einen existiert die Unterscheidung in qualitative, semi-quantitative und quantitative Methoden /RAD 09/, /AVE 08/, /SPA 08/, /TIX 02/. Zum anderen gibt es eine Unterteilung in probabilistische und deterministische Vorgehensweisen /TIX 02/, /SPA 08/. Diese Methoden werden manchmal getrennt voneinander betrachtet und manchmal miteinander vermischt. Tixier beschreibt den Sachverhalt wie folgt: Es existieren vier Eigenschaften für die Methoden – deterministisch, probabilistisch, qualitativ und quantitativ. Die Methodiken können grundsätzlich in zwei Gruppen eingeteilt werden, die eine qualitativ und die andere quantitativ. Beide Gruppen können anschließend in jeweils drei Kategorien gegliedert werden. Diese drei Kategorien sind deterministisch, probabilistisch und als dritte eine Kombination aus beidem. Es ergeben sich somit sechs mögliche Herangehensweisen. Während probabilistische Methoden oft eher für einen Teilbereich einer Anlage geeignet sind, zielen deterministische und gemischte Methoden auf eine Analyse des Gesamtsystems ab /TIX 02/. Tixier gibt des Weiteren zu bedenken, dass die Wahl der Methode von den verfügbaren Eingangsda-

ten sowie von den gewünschten Ausgangsdaten abhängt, siehe Abb. 3.1 und Abb. 3.2. Das bedeutet, je nachdem welche Eingangsdaten verfügbar sind, kann eine passende Methode ausgewählt werden. Oder aber je nach gewünschtem Ergebnis kann eine Methode selektiert werden und die dazu nötigen Eingangsdaten können identifiziert werden /TIX 02/.

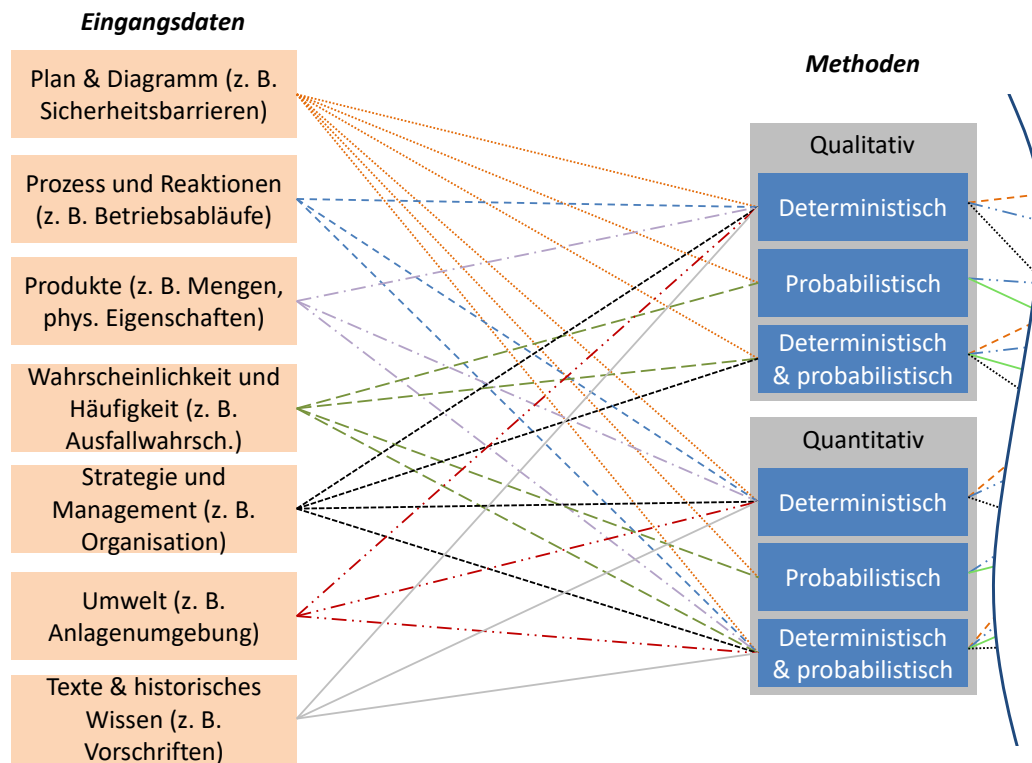


Abb. 3.1 Methodenauswahl nach Tixier (a) /TIX 02/

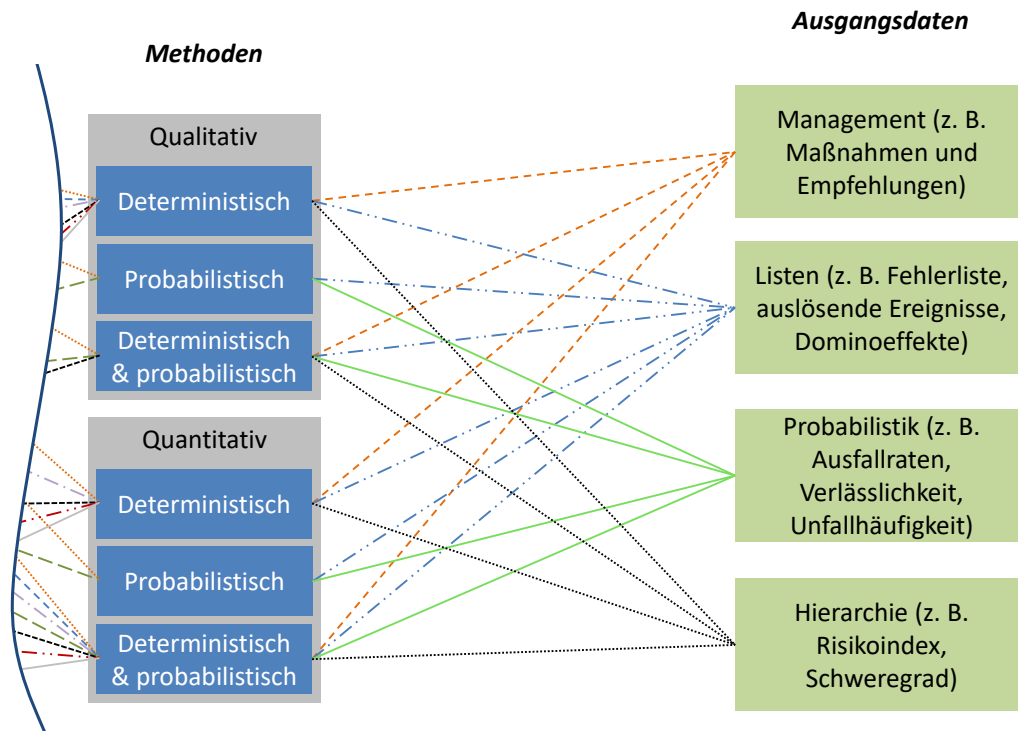


Abb. 3.2 Methodenauswahl nach Tixier (b) /TIX 02/

Oftmals wird eine qualitative Vorgehensweise synonym zu einer deterministisch geprägten Herangehensweise verwendet. Die quantitative Risikoanalyse geht infolgedessen mit der Probabilistik einher /DRE 12/, /SPA 08/. Die Abgrenzung und Unterscheidung der verschiedenen Methoden und Eigenschaften voneinander ist somit häufig nicht klar ersichtlich. Insbesondere kann die Deterministik nicht klar von der Probabilistik getrennt werden, da auch hier Ereignisse aufgrund der Unwahrscheinlichkeit des Eintretens ausgeschlossen werden.

Unter deterministisch wird ein auf den etwaigen Konsequenzen basiertes Vorgehen (auswirkungsorientiert) verstanden. Zukünftige Entwicklungen sind hier eindeutig festzulegen. Eine probabilistische Vorgehensweise ist dagegen risikobasiert /ÖKO 05/, /SFK 04/. Bei einer quantitativen Risikoanalyse sind Risikozahlen als absolute Größen das Ergebnis. Bei einer qualitativen Risikoanalyse wird die Einschätzung des Risikos verbal umschrieben. Eine semi-quantitative Vorgehensweise erzeugt spezielle Risikokennzahlen, die die Erstellung einer Rangfolge für die verschiedenen Risiken eines Systems zulassen /RAD 09/, /ÖKO 05/. Grundsätzlich ist die quantitative Bestimmung des Risikos sehr aufwändig. Hier sollte abgewogen werden, ob sich der Aufwand lohnt oder eine Vereinfachung vorgenommen werden kann, zum Beispiel durch die Festle-

gung von Schadensklassen oder Klassen für die Eintrittswahrscheinlichkeit, wie etwa bei einer semi-quantitativen Vorgehensweise /KÖR 10/, /REN 05/.

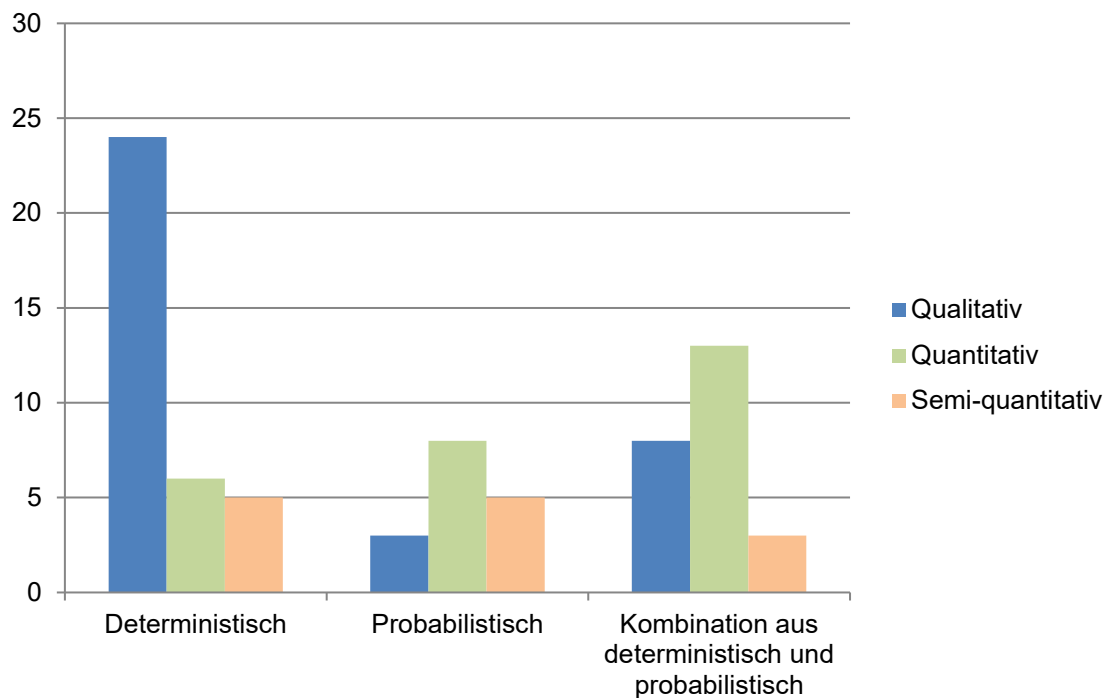


Abb. 3.3 Klassifizierung verschiedener Methoden nach ihren Eigenschaften nach Anrunraj /ARU 07/

In Abb. 3.3 ist eine mengenmäßige Aufteilung von 75 Methoden nach ihren Eigenschaften zu sehen. Es ist direkt ersichtlich, dass der Großteil der qualitativen Methoden auch gleichzeitig deterministisch ist. Im Gegenzug sind die meisten quantitativen Methoden probabilistisch oder eine Kombination aus deterministischer und probabilistischer Vorgehensweise. Damit könnte zusammenhängen, dass eine deterministische Vorgehensweise so oft mit einer qualitativen Methode gleichgesetzt wird, wohingegen der Probabilistik eher ein quantitatives Herangehen zugeschrieben wird.

Wie vorangegangen erläutert, existieren also verschiedene Ansätze für Risikoanalysen mit unterschiedlichen Vor- und Nachteilen. Hier sollten die bestehenden Begrifflichkeiten für die Vorgehensweisen dargelegt werden, auf die später noch einmal eingegangen wird.

3.3 Stand von W&T

In diesem Kapitel soll zunächst der Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich einer möglichen Bewertung für Störfälle dargelegt werden. Hier werden die Vorgaben aus den einschlägigen Regelwerken sowie Empfehlungen verschiedener Institutionen betrachtet.

Die Durchführung einer Risikoanalyse ist im deutschen Regelwerk für Endlager für radioaktive Abfälle nicht vorgeschrieben. Generell existiert in Deutschland kein eigenständiges Regelwerk, welches die Vorgehensweise für den Sicherheitsnachweis für die Betriebsphase eines Endlagers vorschreibt. Für Kernkraftwerke dagegen ist der Nachweis der betrieblichen Sicherheit im untergesetzlichen Regelwerk festgelegt /BMUB 15/. Im Atomgesetz wird die Vorsorge gegen Schäden nach dem Stand von Wissenschaft und Technik gefordert /RAD 09/. Die Strahlenschutzverordnung fordert ebenfalls eine Vorsorge nach dem Stand von Wissenschaft und Technik und konkretisiert die Anforderungen in Bezug auf maximale Organdosen und eine maximale effektive Dosis in der Umgebung der Anlage /SSV 17/. Die Anwendung der Sicherheitskriterien und Leitlinien für die Auslegung von Kernkraftwerken auf Endlager für radioaktive Abfälle wird jedoch ausgenommen, sodass auch hier nicht explizit eine bestimmte Vorgehensweise gefordert wird. Die genannten Regelwerke stellen keine verbindlichen Anforderungen an eine Bewertung von Störfällen im Rahmen der Störfallanalyse. Sie können als Indikatoren für den Stand von W&T dienen.

Im Folgenden soll der Fokus auf dem untergesetzlichen Regelwerk wie Empfehlungen, Leitlinien und technischen Regelwerken liegen, sowie auf internationalen Anforderungen und Empfehlungen.

Die „Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle“ fordern, dass die Robustheit des Endlagersystems dargestellt und analysiert wird. Eine konkrete Vorgehensweise wird auch hier nicht vorgegeben. Des Weiteren gelten diese Anforderungen auch explizit nur für die Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle /BMU 10/. Die „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ fordern eine probabilistische Sicherheitsanalyse sowie den Nachweis der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung. Konkrete Anforderungen an eine Risikoanalyse werden in dieser Unterlage jedoch nicht gestellt. Stattdessen wird auf den „Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalysen“ verwiesen /BMUB 15/. In diesem Leitfaden wird auf die PSA-Fachbände „Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwer-

ke“ und „Daten zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke“ verwiesen, die genauere Angaben bzgl. des Standes von W&T enthalten /BFE 05/. Dort wird unter anderem beschrieben, wie bei einer Ereignisablaufanalyse und einer Fehlerbaumanalyse vorzugehen ist /BFS 05/.

Die ESK-Leitlinie für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung behandelt zwar nicht die Endlagerung, sondern die Zwischenlagerung von radioaktivem Abfall mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, dennoch kann sie als Indiz für den Stand von W&T herangezogen werden. Hier wird jedoch nur gefordert, dass für die auslegungsbestimmenden Störfälle durch Berechnung der möglichen radiologischen Konsequenzen die Einhaltung der Strahlenschutzverordnung gewährleistet sein muss /ESK 13a/. Etwas konkreter wird die „Leitlinie zum sicheren Betrieb eines Endlagers für insbesondere Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle“, die ebenfalls nicht uneingeschränkt übertragbar auf Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ist. Hier werden deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen gefordert, wodurch u. a. die Optimierung der Ausgewogenheit des Endlagersystems erzielt werden soll. Angaben in Bezug auf eine Bewertung von Störfällen werden nicht gemacht /ICRP 93/.

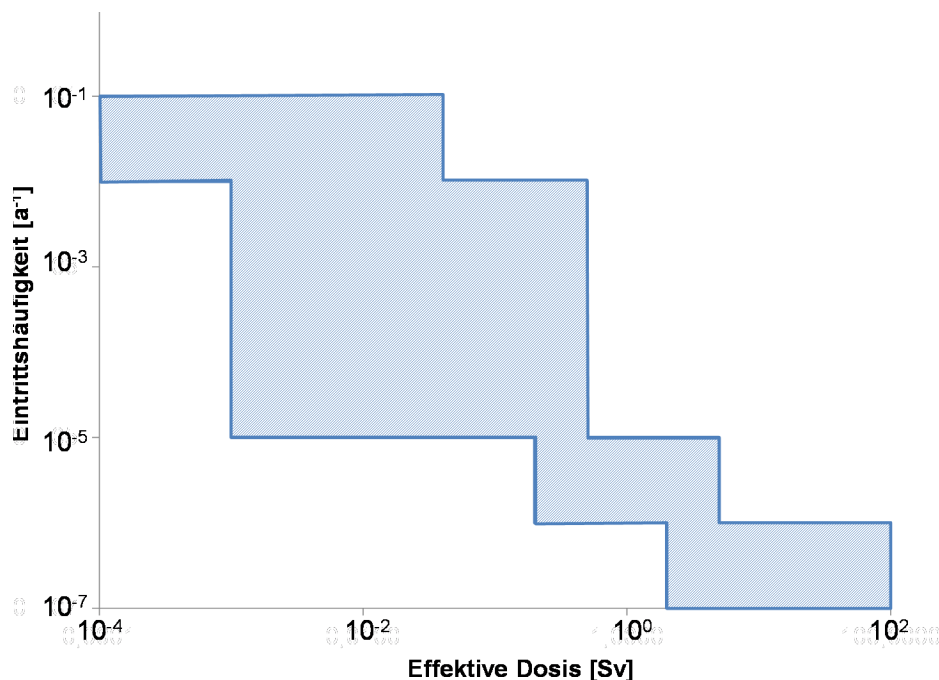


Abb. 3.4 Konzept der ICRP 64 /ICRP 93/

Die International Commission on Radiological Protection (ICRP) hat eine Empfehlung veröffentlicht, in der sie vier Intervalle für effektive Individualdosen als Folge von Störfällen beschreibt. Diesen vier Expositionsklassen werden jeweils unterschiedliche maximale Eintrittshäufigkeiten zugeordnet. Dargestellt ist das Konzept in Abb. 3.4. Es ergibt sich in der schraffierten Fläche ein Bereich maximal akzeptierbaren Risikos. Dabei sind die Intervalle für die maximalen Eintrittshäufigkeiten als vorläufige Größen zu verstehen, die angepasst werden können, wenn mehr Daten aus Betriebserfahrung vorliegen. Sie stellen somit eher obere Grenzen dar. Dargestellt sind die Häufigkeitsgruppen noch einmal in Tab. 3.1. Die ICRP gibt an, dass Werte für maximale Häufigkeiten aus diesen Intervallen gewählt werden könnten /ICRP 93/. In einem Bericht aus dem Jahr 2007 betont die ICRP, dass dieses Konzept nach wie vor gültig ist /ICRP 09/.

Tab. 3.1 Intervalle für Eintrittshäufigkeiten, aus denen Häufigkeitsbeschränkungen gewählt werden können /ICRP 93/

Eintrittshäufigkeiten für Ereignisabfolgen [1/a]	
$10^{-1} - 10^{-2}$	Ereignisabfolgen, die zu Dosen führen, die als Bestandteil normaler Expositionen behandelt werden
$10^{-2} - 10^{-5}$	Ereignisabfolgen, die nur zu stochastischen Effekten führen aber oberhalb der Dosisbegrenzung liegen
$10^{-5} - 10^{-6}$	Ereignisabfolgen, die zu Dosen führen, bei denen einige Strahlungseffekte deterministisch sind
$<10^{-6}$	Ereignisabfolgen, die zu Dosen führen, die wahrscheinlich tödlich sind

Die International Atomic Energy Agency (IAEA) hat einige Unterlagen zur Endlagerung und zum Nachweis der Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers veröffentlicht. In ihrem Bericht „The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste“ geht die IAEA kurz auf die betriebliche Sicherheitsanalyse ein, behandelt sie jedoch nicht im Detail. Es wird die Wichtigkeit sowohl deterministischer als auch probabilistischer Methoden betont. Konkrete Vorgaben in Bezug auf eine Risikoanalyse werden nicht gemacht /IAEA 12/. Der Bericht „Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste“ enthält ebenfalls keine Instruktionen zur Bewertung von Störfällen im Rahmen der betrieblichen Störfallanalyse, verweist jedoch auf den IAEA Bericht „Disposal of Radioactive Waste“ /IAEA 11a/. Dieser sagt, dass sowohl die radiologischen Konsequenzen als auch die Wahrscheinlichkeit des Auftretens eines möglichen Störfalls betrachtet werden müssen /IAEA 11b/.

Die OECD Nuclear Energy Agency (NEA) geht in ihrem Bericht „Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste“ auf das Safety Assessment für geologische Tiefenlager ein. Der Fokus liegt hier jedoch auf dem Sicherheitsnachweis für die Nachverschlussphase. Die Szenarienentwicklung und der Umgang mit Unsicherheiten sind unter anderem Gegenstände der Abhandlung /NEA 12/. Auch der NEA-Bericht „Management of Uncertainty in Safety Cases and the Role of Risk“ geht insbesondere auf den Aspekt der Langzeitsicherheit ein /NEA 04/. Ein Bericht für die betriebliche Sicherheit eines Endlagers, in dem Vorgaben oder Empfehlungen zur Störfallbewertung gemacht werden, existiert zurzeit nicht.

Der Kerntechnische Ausschuss hat einen Bericht mit dem Namen „Konzept für Kriterien zur Bewertung von angenommenen Ereignisabläufen“ veröffentlicht /KTA 85/. Gemäß diesem Bericht werden die angenommenen Ereignisabläufe einer Anlage jeweils einer von 5 Ereignisklassen zugeordnet. Die Zuordnung ist dabei anhängig von der Häufigkeit des auslösenden Ereignisses, der angenommenen Wahrscheinlichkeit von möglichen Ausgangszuständen der Anlage und der angenommenen Wahrscheinlichkeit zusätzlicher Ausfälle von Komponenten oder Anregungen. Jeder Ereignisklasse ist weiterhin eine Grenzwertklasse zugeordnet, deren Grenzwerte im Fall des Auftretens eines Ereignisablaufs aus der entsprechenden Klasse eingehalten werden müssen /KTA 81/. Dasselbe Konzept wurde in einem weiteren Bericht des KTA vier Jahre später mit teilweise veränderten Häufigkeitsklassen noch einmal aufgegriffen /KTA 85/. Weitere 5 Jahre später erschien erneut ein Bericht des KTA mit wiederum veränderten Häufigkeitswerten /KTA 89/. Aufgrund des Alters des Berichts und des vorgesehenen Anwendungsbereichs von ortsfesten Kernkraftwerken soll dieser Bericht jedoch nicht als Grundlage für den Stand von W&T dienen, sondern wird hier nur der Vollständigkeit halber und als weiterer Anhaltspunkt für ein mögliches Vorgehen bei der Störfallbewertung genannt.

3.4 Länderbeispiele

An dieser Stelle wird ein kurzer Überblick über die Vorgehensweisen bei der Störfallbewertung in anderen Ländern gegeben.

3.4.1 Frankreich

Als Antragssteller für die Endlagerung radioaktiver Abfälle ist in Frankreich die Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (Andra) zuständig. Im „Dossier 2005 Argile“ der Andra wird beschrieben, dass für die betriebliche Sicherheit des Endlagers auch eine Risikoanalyse durchgeführt wird. Die Eintrittswahrscheinlichkeit und der Schweregrad der radiologischen Konsequenzen werden dabei qualitativ beurteilt /AND 05b/. Im „Dossier 2001 Argile“ wird das Vorgehen für die Risikoanalyse für die Sicherheit während der Betriebsphase genauer beschrieben. Die Ereignisse werden nach ihrer Auftretenswahrscheinlichkeit in 4 qualitativ zu unterscheidende Gruppen einsortiert /AND 01/:

- Level P1: sehr geringe Eintrittswahrscheinlichkeit
- Level P2: geringe Eintrittswahrscheinlichkeit
- Level P3: hohe Eintrittswahrscheinlichkeit
- Level P4: sehr hohe Eintrittswahrscheinlichkeit

Weiterhin gibt es 4 Kategorien um den Schweregrad der Konsequenzen zu beschreiben:

- Level G1: sehr geringe Auswirkungen: keine Konsequenzen für das Betriebspersonal oder vernachlässigbare Wirkung auf betriebliche Systeme
- Level G2: geringe Auswirkungen: vernachlässigbare Konsequenzen für das Betriebspersonal oder geringe Auswirkungen auf betriebliche Systeme
- Level G3: hohe Auswirkungen: Auswirkungen auf das Betriebspersonal die zum Stillstand der Arbeit führen können oder Auswirkungen auf betriebliche Systeme die zur Unterbrechung der Betriebsvorgänge führen
- Level G4: sehr hohe Auswirkungen: Behinderung oder Tod eines oder mehrerer Mitglieder des Betriebspersonals oder Auswirkungen auf das gesamte Endlager oder auf die Umwelt.

Die Kombination aus Eintrittswahrscheinlichkeit und Schweregrad der Folgen wird in einer Risikomatrix nach Abb. 3.5 dargestellt.

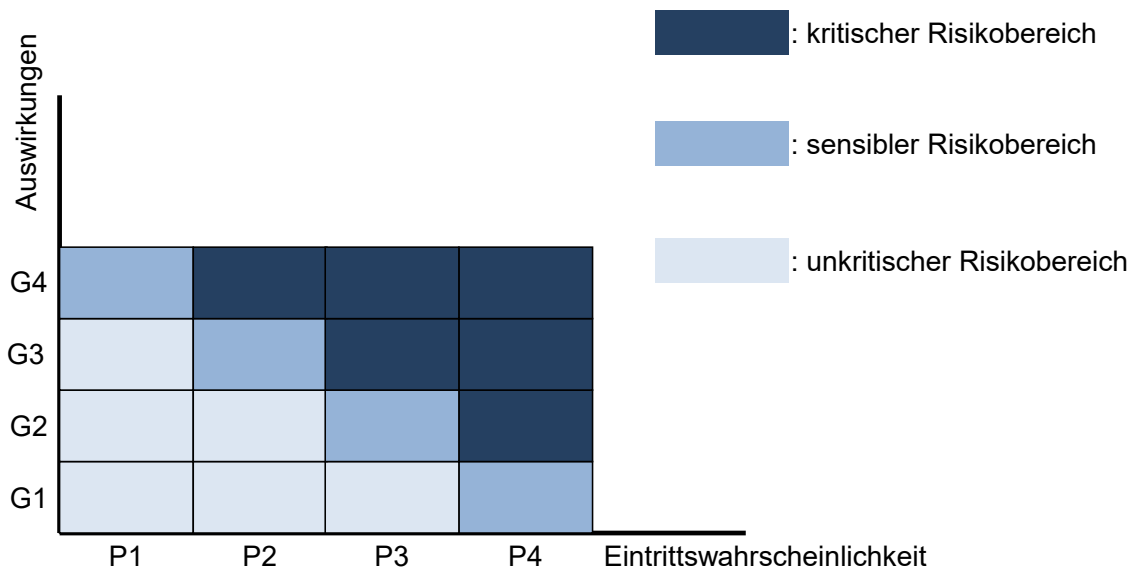


Abb. 3.5 Schematische Darstellung des Risikofaktors in der Risikomatrix in Frankreich nach /AND 01/

Der kritische Risikobereich kennzeichnet somit Ereignisse mit einer hohen Eintrittswahrscheinlichkeit und einem hohen Schadensausmaß, deren Risiko reduziert werden muss. Ereignisse, die dem unkritischen Risikobereich zugeordnet werden, haben ein akzeptables Risiko. Zusätzlich existiert noch ein Übergangsbereich in dem geprüft wird ob sich das Risiko durch Auslegungsmaßnahmen vermindern lässt.

3.4.2 Großbritannien

In Großbritannien werden im Rahmen einer probabilistischen Risikoanalyse für nukleare Einrichtungen Vorgaben für Risiken bei Störfällen in Form von „BSLs“ und „BSOs“ gemacht. Die Safety Assessment Principles (SAPs) – herausgegeben vom Office for Nuclear Regulation (ONR) (Genehmigungsbehörde) – schreiben zum einen Basic Safety Levels (in einer früheren Ausgabe der SAPs noch Basic Safety Limits genannt) (BSLs) vor, die unbedingt eingehalten werden müssen. Zusätzlich werden noch Basic Safety Objectives (BSOs) angegeben, unter deren Grenzwert es nicht nötig ist, weitere Verbesserungsmöglichkeiten für die Sicherheit der Anlage zu prüfen. In Tab. 3.2 sind die entsprechenden Zahlenwerte aus der aktuell gültigen Version der SAPs aus dem Jahr 2014 zu finden, die jedoch unverändert gegenüber der Version aus dem Jahr 1992 sind /HSE 92/, /ONR 14/.

Tab. 3.2 Zielvorgaben für berechnete Häufigkeiten von Störfällen die eine Exposition einer Person außerhalb der Anlage zur Folge haben können /HSE 92/, /ONR 14/

Effektive Dosis [mSv]	Erwartete Eintrittshäufigkeit [1/a]	
	Basic Safety Limit / Basic Safety Level (BSL)	Basic Safety Objective (BSO)
0,1 - 1	1	10^{-2}
1 - 10	10^{-1}	10^{-3}
10 - 100	10^{-2}	10^{-4}
100 - 1000	10^{-3}	10^{-5}
> 1000	10^{-4}	10^{-6}

In Abb. 3.6 wurde das vom ONR angewandte Konzept in einer Risikomatrix dargestellt. Die dunkelblaue Fläche stellt den Bereich des nicht akzeptierten Risikos dar. Der mittlere Sektor kennzeichnet die für eine Genehmigung mindestens einzuhaltenden Anforderungen. Im hellblauen Bereich werden die BSOs eingehalten, dort müssen keine weiteren Optimierungsmöglichkeiten geprüft werden, da die dafür nötigen Ressourcen sinnvoller in Bereichen höheren Risikos eingesetzt werden sollen.

Um die Dosis zu bestimmen, soll die Analyse für eine hypothetische Person am nächstgelegenen Wohnort oder im Abstand von einem Kilometer von der Anlage, je nachdem welcher Aufenthaltsort näher ist, durchgeführt werden /ONR 14/, /HSE 92/.

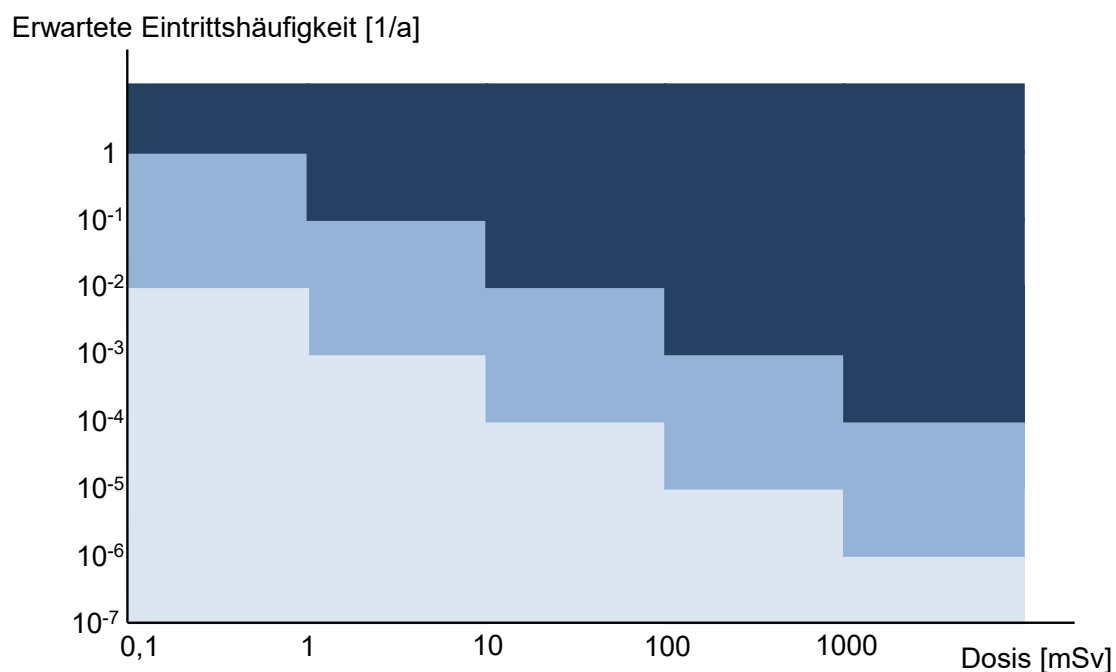


Abb. 3.6 Konzept des ONR, dargestellt in einer Risikomatrix, nach /ONR 14/

3.4.3 Niederlande

In den Niederlanden ist für die Genehmigung einer nuklearen Einrichtung eine Risikoanalyse durchzuführen. Die daraus resultierenden Ergebnisse müssen den Vorgaben gemäß Tab. 3.3 genügen. Unterschieden wird hier auch zwischen einer maximalen Dosis für Erwachsene und Kinder bei gegebener Häufigkeit.

Tab. 3.3 Dosisgrenzwerte für verschiedene Häufigkeiten von Ereignissen /ANV 14/

Eintrittshäufigkeit [1/a]	Maximale effektive Dosis [mSv]	
	Erwachsene	Kinder (unter 16 Jahre alt)
$\geq 10^{-1}$	0,1	0,04
$10^{-1} - 10^{-2}$	1	0,4
$10^{-2} - 10^{-4}$	10	4
$< 10^{-4}$	100	40

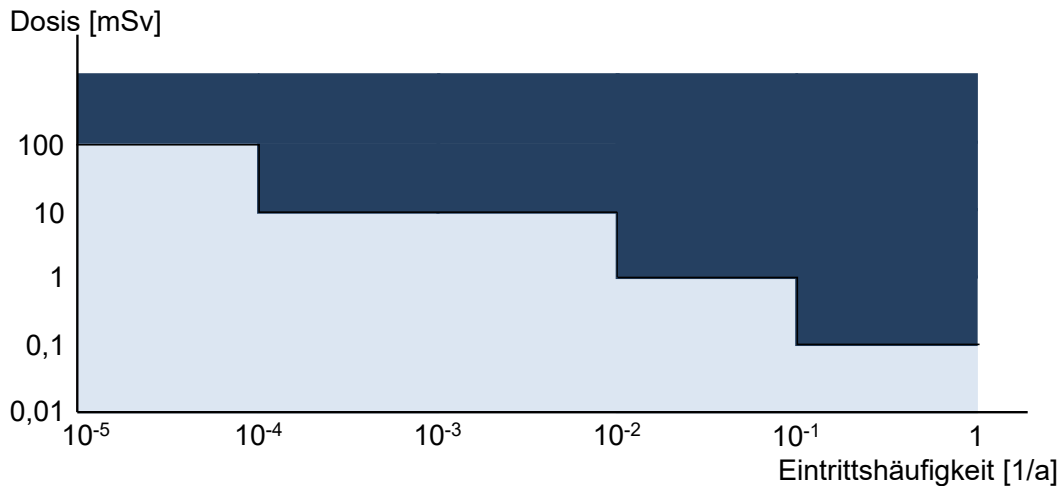


Abb. 3.7 Dosisgrenzwerte für Erwachsene in den Niederlanden dargestellt in einer Risikomatrix, nach /ANV 14/

Abb. 3.7 zeigt eine Risikomatrix mit den Zahlenwerten maximaler Dosen für Erwachsene. Es ergibt sich eine harte Grenze zwischen akzeptierbarem Risiko (hellblau) und inakzeptablem Risiko (dunkelblau). Zu beachten ist hier jedoch zusätzlich der Risikowert für Kinder.

3.4.4 Schweiz

In der Schweiz sind maximale Dosen infolge von Störfällen in geologischen Tiefenlagern mit bestimmten Häufigkeiten in der schweizerischen Strahlenschutzverordnung vorgegeben /ENSI 09/. Je nach Häufigkeit werden die Auslegungsstörfälle in eine von drei Kategorien eingeordnet /UVEK 09/. Für einige Häufigkeiten ist ein individuell für die Anlage geltender Dosiswert entscheidend, wohingegen für geringere Häufigkeiten feste Grenzwerte existieren, s. Tab. 3.4. Bei diesen festen Grenzwerten handelt es sich jedoch auch teilweise lediglich um maximale Grenzwerte, ggfs. kann die Bewilligungsbehörde dort auch niedrigere Grenzen festlegen /STSV 14/. Die Dosis infolge eines Störfalles ist dabei nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu ermitteln. Die maximalen Dosen gelten für nichtberuflich strahlenexponierte Personen.

Tab. 3.4 Dosisgrenzwerte für erwartete Eintrittshäufigkeiten von Störfällen in der Schweiz /STSV 14/, /UVEK 09/

Erwartete Eintrittshäufigkeit [1/a]	Kategorie	Maximale Dosis
$> 10^{-1}$	-	Quellenbezogener Dosisrichtwert
$10^{-1} - 10^{-2}$	1	Quellenbezogener Dosisrichtwert
$10^{-2} - 10^{-4}$	2	1 mSv
$10^{-4} - 10^{-6}$	3	100 mSv

3.4.5 USA

In den USA ist eine qualitative Risikoanalyse Stand der Technik. Für die Waste Isolation Pilot Plant (WIPP), ein Endlager für Transuranabfälle, ist in einem Bericht aus dem Jahr 2016 die Störfallanalyse beschrieben /DOE 16/. Nach diesem Konzept gibt es vier Gruppen für die Eintrittshäufigkeiten und drei Gruppen, die die radiologischen Auswirkungen beschreiben. Für die Eintrittshäufigkeit werden sowohl Intervalle angegeben als auch eine qualitative Beschreibung bereitgestellt, s. Tab. 3.5. Für die Bewertung der Auswirkungen existieren die drei Gruppen „hoch“, „moderat“ und „niedrig“. Zur Einordnung eines Störfalls in eine der Gruppen müssen sowohl die Konsequenzen für Mitarbeiter in der Anlage mit einem Abstand geringer als 100 m zum Freisetzungspunkt, Mitarbeiter in einem Abstand von 100 m zur Anlage und für ein „Maximally Exposed Offsite Individual (MOI)“, also eine hypothetische Person, die sich typischerweise am Punkt der maximalen Exposition an der Standortgrenze befindet oder sich in einem weiter entfernten Bereich befinden kann, wo eine erhöhte Radioaktivität zu erwarten ist, betrachtet werden /DOE 16/.

Tab. 3.5 Gruppen für Eintrittshäufigkeiten bei der Störfallbewertung der WIPP
/DOE 16/

Eintrittshäufigkeitsgruppe	Eintrittshäufigkeit [pro Jahr]	Qualitative Beschreibung
Erwartet (Anticipated, A)	$f > 10^{-2}$	Ereignisse, die während der Lebensdauer der Anlage mehrmals auftreten können (Vorfälle, die häufig auftreten)
Unwahrscheinlich (Unlikely, U)	$10^{-2} > f > 10^{-4}$	Ereignisse, die während der Lebensdauer der Anlage nicht erwartet werden
Extrem unwahrscheinlich (Extremely Unlikely, EU)	$10^{-4} > f > 10^{-6}$	Ereignisse, die während der Lebensdauer der Anlage wahrscheinlich nicht auftreten
Jenseits von extrem unwahrscheinlich (Beyond Extremely Unlikely, BEU)	$f < 10^{-6}$	Alle anderen Ereignisse

Schließlich ergibt sich auch hier eine Risikomatrix mit verschiedenen Risikoklassen von Kategorie 1 (rot, höchstes Risiko) bis Kategorie 4 (grün, geringstes Risiko), s. Abb. 3.8. Die Häufigkeitsgruppen gehen von „Beyond Extremely Unlikely (BEU)“ bis „Anticipated (A)“, s. Tab. 3.5.

Consequence Level	Frequency Level			
	BEU	EU	U	A
High	III	II	I	I
Moderate	IV	III	II	II
Low	IV	IV	III	III

Abb. 3.8 Risikomatrix für die WIPP /DOE 16/

3.4.6 Finnland

In ihrem Bericht „Safety assessment by the Radiation and Nuclear Safety Authority of Posiva’s construction licence application“ definiert die finnische Genehmigungsbehörde zwei Klassen für Störfälle in Endlagern für radioaktiven Abfall. In diese Klassen werden die Störfälle je nach Häufigkeit gegliedert. Beiden Klassen ist eine maximale Dosis zu-

geordnet, s. Tab. 3.6. Diese Dosis bezieht sich auf diejenigen Personen, die der größten Exposition ausgesetzt sind und keine Betriebsangehörigen sind.

Tab. 3.6 Dosisgrenzwerte für Störfallklassen in Finnland /STUK 15/

Eintrittshäufigkeit [1/a]	Klasse	Maximale Dosis [mSv]
$\geq 10^{-3}$	1	1
$< 10^{-3}$	2	5

3.4.7 Deutschland

In Deutschland wurde eine Störfallbewertung im Rahmen der Sicherheitsanalysen für das Endlager Konrad durchgeführt. In der Erläuternden Unterlage EU 228 zum Planfeststellungsverfahren für das Endlager wird beschrieben, dass eine Bewertung der Ereignisse in die Klassen 1 oder 2 stattgefunden hat. In Klasse 1 werden Ereignisse eingeordnet, „die in ihren radiologischen Auswirkungen durch die Auslegung der Anlage beziehungsweise der Abfallgebinde begrenzt werden.“ Der Klasse 2 werden Ereignisse zugeordnet, „die durch Auslegungsmaßnahmen an der Anlage beziehungsweise den Abfallgebinden vermieden werden.“ Das bedeutet: Es müssen entweder Ursache, Ablauf und Lasten eines Ereignisses durch eine entsprechende Anlagenauslegung so verändert werden, dass ein Störfall nicht eintreten kann (Klasse 2); oder die Auswirkungen eines Ereignisses müssen so begrenzt werden, dass (durch radiologische Rechnungen belegt) eine Einhaltung der Grenzwerte gemäß StrlSchV gewährleistet werden kann (Klasse 1) /BFS 96/.

Dargestellt ist das Bewertungskonzept noch einmal in Tab. 3.7. Den beiden Klassen sind nicht direkt maximale Dosen zugeordnet. Vielmehr werden die Störfälle noch einmal zu Gruppen zusammengefasst, die dann erneut nach dem oben vorgestellten Schema in die Klassen eingeordnet werden. Bei der Zuordnung der Störfälle zu Gruppen wurde jeweils die höchste Last, die in der Gruppe auftritt für eine konservative Zusammenfassung der Störfälle angenommen. Aus den Störfallgruppen, die in die Klasse 1 geordnet werden, ergeben sich repräsentative Störfälle. Für diese repräsentativen Störfälle der Klasse 1 muss gezeigt werden, dass der Störfallplanungswert aus der Strahlenschutzverordnung eingehalten wird /BFS 96/.

Tab. 3.7 Einteilung der Störfälle in Klassen für das Endlager Konrad in Deutschland /KRE 89/

Eintrittshäufigkeit h [1/a]	Klasse
$\geq 10^{-5}$	1
$< 10^{-5}$	2

3.4.8 Zusammenfassung

In diesem Kapitel wurden sechs Länder betrachtet und deren Kriterien bei der Bewertung von Störfällen dargelegt. Zum Teil beruhen diese auf qualitativen Attributen wie in Frankreich, zum Teil sind konkrete Zahlenwerte vorgegeben oder im Einzelfall festzulegen. In der Praxis hat es sich bewährt, die quantitative Berechnung des Risikos zu vereinfachen, indem Schadensklassen und Klassen für die Eintrittshäufigkeiten festgelegt werden, die anschließend grafisch in einer Risikomatrix dargestellt werden können /SFK 04/, /KÖR 10/. Das Prinzip einer Risikomatrix ist in Abb. 3.9 dargestellt. Die Risikomatrix basiert auf der in Kap. 3.1 vorgestellten Formel für das Risiko. Auf der einen Achse wird dabei die Störfallhäufigkeit aufgetragen, auf der anderen das Schadensausmaß, in diesem Fall eine resultierende Dosis. Störfallhäufigkeit und Schadensausmaß ergeben das Risiko. In Abb. 3.9 wurde auf der Ordinatenachse die Dosis und auf der Abszisse die Häufigkeit eingetragen. Mit steigender Eintrittshäufigkeit und steigendem Schadensausmaß nimmt auch das Risiko zu.

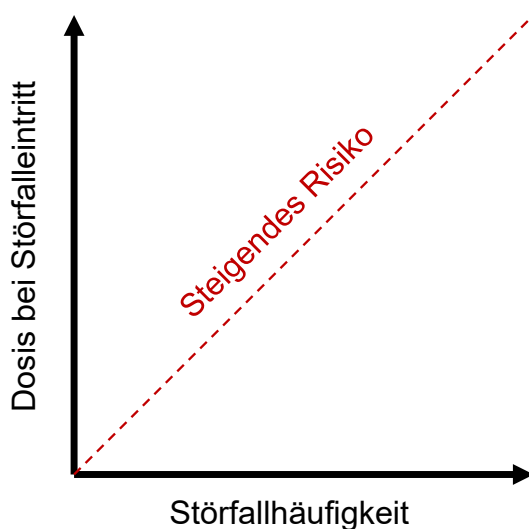


Abb. 3.9 Prinzip einer Risikomatrix

In den vorgestellten Ländern gibt es meist mehrere Abstufungen für Häufigkeitsklassen und zugehörige maximale Dosen. Teilweise ist lediglich eine harte Grenze vorgegeben die unbedingt eingehalten werden muss. Alternativ existiert in manchen Ländern eine Art Übergangsbereich zwischen dem nicht akzeptierbaren Risiko und dem Gebiet unkritischen Risikos.

3.5 Anforderungen an das Bewertungsmodell

Nachfolgend sollen die Anforderungen an das Bewertungskonzept für Störfälle erläutert werden. Eine hohe Bedeutung soll vor allem die Nachvollziehbarkeit der Vorgehensweise bekommen. Hierzu zählen ein transparentes Verfahren und eine umfassende Dokumentation bei der Anwendung. Getroffene Entscheidungen müssen begründet werden, getroffene Annahmen müssen beschrieben sein. Bessere Nachvollziehbarkeit wird ebenfalls durch eine übersichtliche Struktur und angemessene Darstellung der Ergebnisse erzielt /IAEA 11b/, /IAEA 11a/, /IAEA 12/. Mit dem Bewertungsmodell soll es außerdem möglich sein, eventuelle Schwachstellen an der Anlagenauslegung aufzudecken. Ein Bewertungsmaßstab, mit dem das Risiko von Störfällen vergleichbar gemacht werden kann, ist Ziel des Schemas. Somit kann auch die Ausgewogenheit der Anlagenauslegung dargestellt werden.

Mit Hilfe des Bewertungsschemas soll außerdem die Effektivität von Vorsorgemaßnahmen beurteilt werden können. Das heißt, durch den Vergleich des Nutzens (z. B. reduzierender Einfluss auf die Eintrittshäufigkeit von Ereignissen und folglich geringeres Risiko) verschiedener Vorsorgemaßnahmen soll es möglich sein, Vorsorgemaßnahmen sinnvoll auszuwählen. Unter Vorsorgemaßnahmen werden hier alle Maßnahmen verstanden, die eine Verringerung des Risikos zur Folge haben. Das bedeutet, dass eine Vorsorgemaßnahme eine Verminderung der Eintrittshäufigkeit bewirken kann, aber auch, dass durch sie der Schaden im Falle des Eintritts eines Störfalles geringer ausfallen kann. Vorsorgemaßnahmen können administrativer aber auch technischer Natur sein. Werden zusätzlich die Kosten der Vorsorgemaßnahmen als Kriterium herangezogen, kann somit auch eine Auswahl der effizientesten Maßnahmen stattfinden.

Es ergeben sich insgesamt folgende Anforderungen:

- Transparentes Bewertungsverfahren, übersichtliche und ausführliche Dokumentation der Anwendung
- Effektivität von Vorsorgemaßnahmen beurteilen
- Schwachstellen aufdecken
- Störfälle im Hinblick auf das Risiko vergleichbar machen.

3.6 Ableitung von Bewertungskriterien

In der deterministischen Störfallanalyse für das Endlager Konrad /BFS 96/ wurden die Ereignisse auf Basis des Kriteriums des möglichen Eintritts eines Ereignisses in zwei Klassen eingeteilt. Mit der Unterscheidung zwischen Eintritt und Ausbleiben eines Ereignisses während des Endlagerbetriebs wurde eine qualitative Vorgehensweise realisiert. Für die Eintrittshäufigkeit wurden demnach zwei Gruppen gebildet, s. Tab. 3.8. Des Weiteren wurden, um zu zeigen, dass die Auswirkungen der Störfälle, die eintreten können, den Störfallplanungswert von 50 mSv aus der Strahlenschutzverordnung nicht überschreiten, die Störfälle anhand der zugrunde liegenden Lastannahmen zu Störfallgruppen und letztlich zu repräsentativen Störfällen zusammengefasst (s. Kap. 3.4.7). Für die repräsentativen Störfälle wurden der Quellterm und die effektive Dosis am Punkt der maximalen Exposition bestimmt.

Tab. 3.8 Eintrittshäufigkeitsgruppen für das Endlager Konrad bei ausgewogener sicherheitstechnischer Auslegung /KRE 89/, /BFS 96/

Eintrittshäufigkeit [1/a]	Klasse	Maximale effektive Dosis [mSv]
Maximal einmal während der Betriebszeit $\rightarrow \leq 25 \cdot 10^{-3*}$	1	50
$< 10^{-5}$	2	-

* bei einer Betriebszeit von 40 Jahren

In der in Kap. 3.7 weiterentwickelten Methode soll eine feinere Gliederung bei der Gruppenbildung eine genauere Analyse ermöglichen. Zusätzlich soll das Kriterium des Schadensausmaßes für den Vergleich der Störfälle herangezogen werden. Als Maß für den Schaden wird die effektive Dosis herangezogen. Dosen können für das Betriebspersonal (s. z. B. Kap. 3.4.1), für Personen außerhalb der Anlage z. B. am nächstgele-

genen Wohnort (s. z. B. Kap. 3.4.2) oder generell am Punkt der maximalen Exposition (s. z. B. Kap. 3.4.5) betrachtet werden. Prinzipiell besteht die Möglichkeit einer qualitativen Vorgehensweise. Aus dem Länderbeispiel Frankreich (Kap. 3.4.1) geht z. B. hervor, dass die Auswirkungen dort verbal umschrieben werden. Gegebenenfalls wird jedoch durch eine quantitative Einordnung eine höhere Transparenz erzielt, da in diesem Fall das Ergebnis durch Rechnungen leichter nachvollziehbar ist. Andererseits müssen auch bei einer quantitativen Methode zu Beginn Häufigkeit und Schadensausmaß abgeschätzt werden, falls keine ausreichende Datenbasis zur Verfügung steht. Somit ist eine argumentative Beschreibung des Risikos eventuell einfacher zu fassen als eine zahlenbasierte. An diesem Punkt besteht eine Schnittstelle zum Kap. 5 „Einbindung probabilistischer Werkzeuge in die Störfallanalyse“. Um Werte für Eintrittshäufigkeiten zu erhalten, können probabilistische Werkzeuge wie Fehlerbäume und Ereignisablaufdiagramme eingesetzt werden.

Im Arbeitspunkt zur Einbindung der Probabilistik (Kap. 5) sind außerdem Arbeiten zur Festlegung eines Werts für das Restrisiko erfolgt. Auch hier besteht eine Schnittstelle zur Störfallbewertung. Wenn eine Festlegung des Restrisikos auf einen Wert erfolgt, kann dieser genutzt werden. Störfälle, die in den Bereich des Restrisikos einzuordnen sind, könnten beispielsweise ausgeschlossen werden. Der Wert für das Restrisiko könnte jedoch auch als Grenzwert für eine der Häufigkeitsgruppen genutzt werden.

In diesem Kapitel wurden Kriterien zur Bewertung von Störfällen zusammengestellt. Die beiden Einflussgrößen auf das Risiko sind die Eintrittshäufigkeit und das Schadensausmaß eines Störfalls. Mittelbar über die genannten Größen wirken diverse Eigenschaften der Eingangsdaten. Für die Bestimmung der Eintrittshäufigkeit eines Ereignisses werden Daten aus Betriebserfahrung benötigt. Es können Eingangsdaten für die Risikoanalyse aus vergleichbaren Einrichtungen und Gegebenheiten herangezogen werden. Dabei muss stets sowohl die Übertragbarkeit der Daten als auch die Zuverlässigkeit der Datenqualität geprüft werden.

Als Maß für den Schaden eines Störfalls kann die resultierende individuelle Dosis herangezogen werden. Zusätzlich sollte jedoch auch die Anzahl der exponierten Personen in Betracht gezogen werden /ICRP 09/.

3.7 Vorschlag für die Weiterentwicklung der Bewertung von Störfällen

In diesem Kapitel wird ein konzeptioneller Ansatz für ein weiterentwickeltes Bewertungsschema für Störfälle vorgestellt. Es ergeben sich zwei Nutzungsmöglichkeiten für ein solches Schema.

Zum einen kann ein solches Bewertungsschema dazu dienen, mögliche Störfälle zu bewerten um herauszufinden, welche Störfälle einen besonders hohen Beitrag zum Gesamtrisiko der Anlage liefern, auch wenn dieses Risiko noch akzeptiert ist. In diesem Fall kann das Schema in der Planungsphase einer Anlage angewendet werden, wie es z. B. in Frankreich gehandhabt wird /AND 01/. Die Risiken der einzelnen Störfälle können so vergleichbar gemacht werden und die Ausgewogenheit der Anlagenauslegung kann beurteilt werden. In diesem Fall werden Expositions- und Häufigkeitsgruppen gebildet und die Störfälle eingeordnet. Als Ergebnis folgt eine Gruppierung der Störfälle in die Risikoklassen, sodass die Störfälle mit einem besonders hohen Risiko erkannt werden. Dies eröffnet die Möglichkeit, die Ursachen dieser Störfälle noch einmal genauer zu betrachten und evtl. durch Maßnahmen das Risiko zu verringern. Es können sowohl mitigative, aber auch präventive Maßnahmen zur Schadensvermeidung bzw. -verhinderung bewertet werden, indem der Einfluss verschiedener Maßnahmen auf das Risiko eines Störfalls betrachtet und verglichen wird.

Alternativ kann durch das Bewertungsschema eine klare Begrenzung des individuellen Risikos erfolgen. Dafür gibt es drei Möglichkeiten:

- Jeder Expositionsklasse kann eine maximale Eintrittshäufigkeit zugeordnet werden, die von den Störfällen, die in diese Expositionsklasse einzuordnen sind, nicht überschritten werden darf
- Jeder Häufigkeitsgruppe kann eine maximale Dosis zugeordnet werden, die von den Störfällen, die in diese Häufigkeitsgruppe einzuordnen sind, nicht überschritten werden darf
- Sowohl die Dosis als auch die Eintrittshäufigkeit werden gleichzeitig begrenzt.

So sieht z. B. das Konzept der ICRP /ICRP 93/ vor, dass die Summe der Risiken aus allen relevanten Quellen das individuelle Limit nicht überschreiten darf. Eine mögliche Vorgehensweise wäre, die maximalen Eintrittshäufigkeiten zu beschränken. Die Sum-

me der Häufigkeiten aller Störfälle, die in eine bestimmte Expositionsklasse eingeordnet werden, darf dann die zugehörige maximale Eintrittshäufigkeit nicht überschreiten.

Eine weitere Möglichkeit wäre, durch das Bewertungsschema maximale Dosen oder Häufigkeiten vorzugeben und wie z. B. in Großbritannien zusätzlich noch Werte für Dosen bzw. Eintrittshäufigkeiten aufzuzeigen, unterhalb derer keine weiteren Optimierungsmöglichkeiten für die Anlage vorzusehen sind.

Im Folgenden wird ein Vorschlag für ein Bewertungsschema, welches in diesem Vorhaben erarbeitet wurde, vorgestellt. Es wird ein Vorschlag für ein Konzept dargestellt, bei dem Expositionsgruppen und Eintrittshäufigkeitsgruppen angegeben werden. Die Störfälle werden jeweils einer Expositionsgruppe und einer Häufigkeitsgruppe zugeordnet. Anschließend kann anhand einer resultierenden Risikogruppe für jeden Störfall eingeschätzt werden, ob er ein hohes Risiko darstellt oder eher einen geringeren Anteil zum Gesamtrisiko der Anlage hat. Wie bereits in Kap. 3.5 beschrieben, soll eine umfassende Dokumentation essenziell für das Bewertungsschema sein. Auch um die möglichen Konsequenzen eines Störfalles bestimmen zu können, müssen zunächst alle relevanten Informationen gesammelt und dokumentiert werden. Aus diesem Grund soll für jedes Ereignis ein Formblatt mit allen Informationen ausgefüllt werden. In A.1 ist ein Vorschlag für ein Formblatt dargestellt. Nummer und Kurzbeschreibung dienen der eindeutigen Zuordnung des Ereignisses. In den Zeilen c bis h soll das Abfallgebinde und der Ereignishergang genau beschrieben werden. Außerdem sollen potenzielle Vorsorgemaßnahmen für den Störfall hier aufgeführt werden. Weitere evtl. nötige Erklärungen können in der Zeile für Notizen festgehalten werden.

Insgesamt sollte eine semiquantitative Vorgehensweise realisiert werden. Die Störfälle sollten einer Häufigkeitsklasse und einer Expositionsklasse zugeordnet werden. Als Ergebnis dieser Zuordnung sollte jeder Störfall eine Risikozahl erhalten, die dem Vergleich und der Einordnung des Risikos dient. Wenn ein Ereignis keine Freisetzung zur Folge hat, kann dieses Ereignis direkt ausgeschlossen werden. Für eine gute Nachvollziehbarkeit ist jedoch in jedem Fall ggfs. durch Rechnungen zu begründen, warum ein Ereignis keine Freisetzung zur Folge haben kann.

Angelehnt an das französische Konzept könnte es vier Häufigkeitsklassen und vier Expositionsklassen geben. Auch die ICRP schlägt vier Häufigkeitsklassen vor. An dieser Stelle werden beispielhaft Vorschläge für die zugehörigen Grenzwerte gegeben.

Tab. 3.9 Mögliche Grenzwerte für Häufigkeitsklassen

Häufigkeitsklasse	Eintrittshäufigkeit [1/a]
1	$>10^{-2}$
2	$10^{-2} - 10^{-5}$
3	$10^{-5} - 10^{-6}$
4	$<10^{-6}$

Für die Häufigkeitsklasse 4 könnte ein möglicher Zahlenwert für das Restrisiko eingesetzt werden. Der vorgeschlagene Wert stammt aus /ICRP 93/. Die Werte der Häufigkeitsklassen 1 bis 3 orientieren sich insbesondere an den Werten aus /ICRP 93/. Sie sind wie auch der Grenzwert für Häufigkeitsklasse 4 nicht als fest anzusehen, sondern lediglich als Vorschläge.

Tab. 3.10 zeigt Vorschläge für Expositionsklassen.

Tab. 3.10 Mögliche Grenzwerte für Expositionsklassen

Expositionsklasse	Effektive Dosis [mSv]
1	$< 0,3$
2	$0,3 - 1$
3	$1 - 5$
4	$5 - 50$

Expositionsklasse 1: § 47 der Strahlenschutzverordnung gibt eine maximale effektive Dosis in Höhe von 0,3 mSv durch Ableitungen radioaktiver Stoffe für Einzelpersonen der Bevölkerung im Kalenderjahr aus entsprechenden Anlagen an /SSV 17/.

Expositionsklasse 2: Ereignisse mit einer effektiven Dosis von 0,3 bis 1 mSv werden der Expositionsklasse 2 zugeordnet. Die Obergrenze ist beispielhaft in Annäherung zu den in Kap. 3.4 vorgestellten Grenzwerten gewählt worden. Alternativ könnte z. B. ein Wert von 2 mSv als Obergrenze für die Expositionsklasse 2 gewählt werden. Dieser Wert entspricht ungefähr der mittleren natürlichen Strahlenexposition in Deutschland im Jahr /BFS 18a/.

Expositionsklasse 3: Expositionsklasse 3 umfasst Ereignisse mit einer effektiven Dosis zwischen 1 mSv und 5 mSv. Beide Werte sind beispielhaft in Annäherung zu den in Kap. 3.4 vorgestellten Grenzwerten gewählt worden.

Expositionsklasse 4: In die Expositionsklasse 4 werden Ereignisse eingeordnet, die eine effektive Dosis von maximal 50 mSv zur Folge haben. Dieser Grenzwert entspricht der maximalen Dosis, die laut Strahlenschutzverordnung im ungünstigsten Störfall durch Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung zugrunde gelegt werden darf /SSV 17/. Ereignisse mit einer höheren Dosis gehören nicht zu den Auslegungsstörfällen, die Eintrittshäufigkeit dieser Ereignisse sollte somit dem Restrisiko zugeordnet werden können.

In Tab. 3.11 ist ein Beispiel für eine Risikomatrix für das im Vorhaben entwickelte Bewertungsschema dargestellt. Es wurden exemplarisch 3 Risikoklassen (I bis III) wie im französischen Konzept gewählt. Bei 3 Risikoklassen könnte z. B. eine Festlegung getroffen werden, dass angelehnt an das Konzept in Großbritannien, keine weiteren Optimierungsmöglichkeiten zu prüfen sind, wenn für einen Störfall eine Risikoklasse unterhalb von II, also Risikoklasse I (grün) resultiert. Ein Konzept mit 3 Risikoklassen erfüllt somit den Zweck, dass einerseits Störfälle mit einem großen Beitrag zum Gesamtrisiko der Anlage (Risikoklasse III, rot) identifiziert werden deren Risiko am ehesten durch entsprechende Maßnahmen verringert werden sollte. Andererseits werden Störfälle aufgezeigt, bei denen eventuell Maßnahmen ergriffen werden könnten (Risikoklasse II, gelb) und von denjenigen Störfällen abgegrenzt, bei denen kein Handlungsbedarf besteht.

Tab. 3.11 Grafische Darstellung des in diesem Vorhaben erarbeiteten Konzepts in einer Risikomatrix

Expositions- klasse 4	II	III	III	III
Expositions- klasse 3	I	II	III	III
Expositions- klasse 2	I	I	II	III
Expositions- klasse 1	I	I	I	II
	Häufigkeits- klasse 4	Häufigkeits- klasse 3	Häufigkeits- klasse 2	Häufigkeits- klasse 1

Wenn keine Daten zu einem Störfall vorhanden sind und diese auch nicht mit probabilistischen Werkzeugen ermittelt werden können, könnten diese abgeschätzt werden. Jedoch ergibt sich hier die Frage, ob die Methode dann noch einen Vorteil gegenüber einer rein argumentativen Methode aufweist. Um dennoch eine Vergleichbarkeit der verschiedenartigen Störfälle herzustellen, sollte eine Abschätzung der Werte in Betracht gezogen werden.

4 Verwendung von Betriebserfahrung

In diesem Kapitel wird die Bedeutung von Betriebserfahrung im Rahmen der Störfallanalyse betrachtet. Betriebserfahrung fließt an verschiedenen Stellen in die Störfallanalyse ein. Ziel ist die Erarbeitung von Kriterien zur Erfassung, Aufbereitung und Auswertung von Betriebserfahrung. Nachfolgend wird zunächst eine Definition für Betriebserfahrung gegeben. Es wird auf Anforderungen beim Umgang mit Betriebserfahrung eingegangen und mögliche Quellen werden vorgestellt. Es folgt eine Betrachtung zu Unsicherheiten und im Anschluss ein Kapitel zur Erarbeitung von Kriterien zur Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrung.

4.1 Definition Betriebserfahrung

In den einzelnen Safety Guides der IAEA sowie im IAEA Glossary liegt keine Definition zu „Betriebserfahrungen“ vor.

Im Leitfaden zur IAEA/NEA-Datenbank „Incident Reporting System for Operating Experience“ (IRS) /IAEA 10/ d. h. einer Datenbank zu Betriebserfahrungen im Bereich der Kernkraftwerke, wird eine Definition zu Betriebserfahrungen gegeben. Danach gilt, dass Betriebserfahrungen eine wertvolle Informationsquelle bezüglich der Sicherheit und Zuverlässigkeit von nuklearen Anlagen sowie um diese zu verbessern, darstellen. Diese Informationen müssen systematisch und nach abgestimmten Meldeschwellen gesammelt werden. Ereignisse in nuklearen Anlagen, die während der Inbetriebnahme, im Betrieb, bei der Wartung und Stilllegung sowie bei Abweichungen vom Normalbetrieb, die Vorläufer von Ereignissen sein können, müssen aufgenommen werden.

Im Bericht “Radioactive Waste Disposal Facilities Safety Reference Levels” der Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD) der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) /WEN 14a/ wird ebenfalls eine Definition zum Umgang mit Betriebserfahrungen gegeben. Diese besagt, dass der Erfahrungsrückfluss durch ein System, welches Erfahrungsaustausch mit dem Ziel von Korrekturmaßnahmen zum Umgang mit Ausrüstung, Personalhandlungen oder dem Sicherheitsmanagement möglich macht, gewährleistet werden muss. Auch Erfahrungen, die im Sicherheitsnachweis noch nicht berücksichtigte Schwachstellen aufgedeckt haben, müssen weitergegeben werden. Zusätzlich sollen sicherheitsrelevante Informationen aus Forschungsprogrammen bereitgestellt werden. Relevantes Kriterium für den Erfah-

rungsaustausch soll nicht die sicherheitstechnische Bedeutung eines Ereignisses sein, sondern ob die daraus zu ziehende Lehre für die Sicherheit bedeutend ist.

Im deutschen Regelwerk liegt keine Definition zum Begriff „Betriebserfahrung“ bzw. zum konkreten Umgang mit Betriebserfahrungen vor, siehe z. B. Atomgesetz /ATG 16/, Strahlenschutzverordnung /SSV 16/ oder DIN 25401 „Begriffe der Kerntechnik“ /DIN 15/ und „Begriffe-Sammlung“ /KTA 10/.

In diesem Bericht wird unter Betriebserfahrung ein breites Spektrum an Informationen in unterschiedlichen Erscheinungsformen verstanden. Betriebserfahrung kann in Form von zahlenbasierten Daten aus einem oder mehreren Betriebsereignissen vorliegen (z. B. Eintrittshäufigkeiten) ebenso kann unter Betriebserfahrung die persönliche Erfahrung einzelner Mitarbeiter mit einer Anlage verstanden werden.

4.2 Anforderungen an die Einbindung von Betriebserfahrung

Nachfolgend werden Anforderungen an die Einbindung von Betriebserfahrung vorgestellt. Es werden Anforderungen internationaler Organisationen sowie der Europäischen Union aber auch nationale Anforderungen aus verschiedenen Ländern beleuchtet.

4.2.1 Internationale Anforderungen

4.2.1.1 IAEA

In der Anforderung 16 der IAEA General Safety Requirements Part 3 /IAEA 14/ geht es um das Feedback aus Betriebserfahrung. Die Notwendigkeit der Auswertung von Betriebserfahrungen und die Wichtigkeit der Weitergabe von Informationen an alle relevanten Stellen in diesem Zusammenhang werden betont.

Die Auswertung von Betriebserfahrungen, von artgleichen oder, wenn relevant, auch von anderen Anlagen oder Prozessen, ist ein Schlüsselfaktor um die Sicherheit der Anlage zu verbessern. Daher müssen Prozesse und Vorgehensweisen etabliert werden, um Betriebserfahrungen auszuwerten und Erkenntnisse daraus umzusetzen, siehe Paragraph 3.17 der IAEA Fundamental Safety Principles /IAEA 06/.

Die General Safety Requirements „Safety Assessment for Facilities and Activities“ (GSR Part 4, Rev.1) /IAEA 16a/ beinhalten Anforderungen an Sicherheitsanalysen, die auch für ein Endlager und dem dazugehörigen Endlagerbetrieb zutreffend sind. So ist bei der periodischen Aktualisierung der Sicherheitsanalyse die Auswertung von Betriebserfahrungen der Anlage selber sowie vergleichbarer Anlagen oder Betriebsvorgänge mit einzubeziehen (Paragrafen 4.7, 4.52).

Die Specific Safety Requirements „Disposal of Radioactive Waste“ (SSR-5) /IAEA 11b/ spezifizieren einige der in den Dokumenten GSR Part 4 /IAEA 16a/ und GSR Part 3 /IAEA 14/ aufgeführten Anforderungen in Bezug auf Endlager näher. Insbesondere sollen auch für bestehende Endlager periodische Sicherheitsüberprüfungen bis zum Ende der Betriebserlaubnis durchgeführt werden (Requirement 26). Betriebserfahrungen sind dabei mit einzubeziehen (Paragraf 6.2).

Der Specific Safety Guide SSG-14 „Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste“ /IAEA 11a/ stellt spezifische Anforderungen an die Betriebs- und Nachbetriebssicherheit eines geologischen Endlagers. Paragraf 4.3 fordert u. a., dass das Sicherheitsniveau optimiert wird. Hierzu gehört auch die Auswertung von Betriebserfahrung und deren Anwendung (Paragraf 4.6).

Das Thema der Berücksichtigung der Betriebserfahrungen wird auch in der „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety on Radioactive Waste Management“ /IAEA 97/ thematisiert. Danach verpflichtet sich jede Vertragspartei gemäß Artikel 9 bzw. 16 geeignete Maßnahmen zu treffen, um sicherzustellen, dass Programme zur Sammlung und Analyse einschlägiger Betriebserfahrungen aufgestellt werden und dass die Ergebnisse daraus gegebenenfalls als Grundlage des Handelns dienen.

Die IAEA hat zusammen mit der Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency (OECD/NEA) eine Datenbank zur Erfassung von Betriebserfahrungen in Bezug auf Kernkraftwerke, die Datenbank „Incident Reporting System for Operating Experience“ (IRS), installiert. Diese Datenbank enthält Informationen zu sicherheitsrelevanten Ereignissen bei der Errichtung, dem Betrieb und der Stilllegung von Kernkraftwerken aber auch Informationen zu bewährten Praktiken /IAEA 10/. Neben den Informationen zum Vorkommnis werden Aussagen hinsichtlich der abgeleiteten Erfahrungen sowie Einschätzungen zur Wiederholbarkeit dargestellt, ebenso auch die vorgenommenen Korrekturmaßnahmen. Bezüglich der Berichterstat-

tung werden acht Kategorien vorgegeben. Hervorzuheben sind diesbezüglich die Angaben zu den ungeplanten Aktivitätsfreisetzungen bzw. die Beeinträchtigung von Barrieren und sicherheitsrelevanten Systemen. Detaillierte Vorgaben zur Berichterstattung sind im „IRS Guideline“ /IAEA 10/ enthalten.

Insgesamt berücksichtigt die IAEA in ihren Safety Standards das Thema der Störfallanalysen mit den unterstellten Störfällen und der Berücksichtigung von tatsächlich vorliegenden Betriebserfahrungen in einer vielfältigen Art und Weise. Allerdings werden diese Themen nur mit recht allgemeinen Anforderungen untersetzt.

Hinsichtlich des Umgangs mit den vorliegenden Betriebserfahrungen zur Endlagerung von schwach radioaktiven Abfällen wurde durch die IAEA das Projekt DISPONET /IAEA 16b/ initiiert, jedoch konnten keine aktuellen Informationen sowohl zur Anwendung des Netzwerkes als auch zu erfolgten Informationsaustauschen einschließlich abgeleiteter Maßnahmen erhalten werden.

4.2.1.2 Europäische Union

Durch die Ratifizierung der Richtlinie 2011/70/EURATOM /EUR 11/ verpflichten sich die Mitgliedsstaaten der Europäischen Union (EU), dass der nationale Rahmen [Gesetzes-, Vollzugs- und Organisationsrahmen] für die Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle gegebenenfalls zu verbessern ist, wobei u. a. dabei den Betriebserfahrungen, den Erkenntnissen aus den faktengestützten und dokumentierten Entscheidungsprozessen sowie den Entwicklungen in Forschung und Technik Rechnung getragen werden soll.

In der EU-Richtlinie /EUR 11/ wird ferner hingewiesen, dass sich die Sicherheitsentscheidungen – welche auch für die Endlagerung zutreffend sind – auf Ergebnissen einer Sicherheitsbewertung und Angaben zur Fundiertheit und Zuverlässigkeit dieser Bewertung sowie zu den der zugrunde gelegten Annahmen beruhen sollen. Der Entscheidungsprozess sollte daher auf einer Zusammenstellung der Argumente und Fakten beruhen, mit denen nachgewiesen werden soll, dass der erforderliche Standard für die Sicherheit einer Anlage oder Tätigkeit im Zusammenhang mit der Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle erreicht ist.

Hinsichtlich der Endlagerung wird ausgeführt, dass die in der Dokumentation gegebenen Informationen ein besseres Verständnis der Aspekte, welche die Sicherheit des

Endlagersystems, einschließlich der natürlichen (geologischen) und technischen Barrieren, und die im Laufe der Zeit erwarteten Entwicklungen im Endlagersystem beeinflussen, bewirken sollen.

Bezüglich der Berücksichtigung von Betriebserfahrungen wird ausgeführt, dass sich die Aufrechterhaltung und Weiterentwicklung von Kenntnissen und Fähigkeiten – als wesentliches Element zur Gewährleistung eines hohen Sicherheitsniveaus – auf Lernprozesse durch Betriebserfahrungen gründen soll.

Konkretere Ausführungen bzw. Untersetzungen der Richtlinie zum Management von Betriebserfahrungen liegen nicht vor. Gleiches gilt für die Aussage zur Fundiertheit und Zuverlässigkeit der Sicherheitsbewertung sowie zu den der zugrunde gelegten Annahmen.

4.2.1.3 WENRA

Die Arbeitsgruppe „Working Group on Waste and Decommissioning“ (WGWD) des Beratungsgremiums der europäischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden (Western European Nuclear Regulators' Association - WENRA) erstellt zur Entsorgung auf der Basis internationaler Anforderungen und unter Berücksichtigung vorliegender Erfahrungen Sicherheitsanforderungen für den sicheren Betrieb von Zwischenlagern und Endlagern sowie zur Abfallbehandlung und Abfallkonditionierung auf.

Bei den abgeleiteten Sicherheitsanforderungen wurde für die verschiedenen Entsorgungsschritte auch das Thema der Berücksichtigung von Betriebserfahrungen beachtet. Im Bericht zu den Sicherheitsanforderungen zur Endlagerung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle /WEN 14a/ wird dazu der Begriff „Betriebserfahrung“ (experience feedback) wie folgt definiert:

„Der Erfahrungsrückfluss soll durch ein System gewährleistet werden, dass den Austausch von Erfahrungen ermöglicht, die zu signifikanten Korrekturmaßnahmen im Menschenverhalten, dem Umgang mit den Ausrüstungen oder im Sicherheitsmanagement geführt haben, oder die Schwachstellen ans Licht gebracht haben, die in der Nachweisführung noch nicht ausreichend berücksichtigt wurden. Zusätzlich soll das System sicherheitsrelevante Informationen aus den Forschungsprogrammen bieten, selbst wenn die Besorgnis aus einem anderen Grund als ein Ereignis an einer Entsorgungsanlage oder einer sonstigen kerntechnischen Anlage entstanden war. Das entschei-

dende Kriterium für Erfahrungsaustausch soll nicht die Frage sein, ob ein mit der Sicherheit im Zusammenhang stehendes Ereignis bedeutend war, sondern eher ob die Lehre daraus für die Sicherheit bedeutend ist.“

Des Weiteren wird ausgeführt, dass der Nachweis der Sicherheit, d. h. der Safety Case, sowie die dazugehörige Sicherheitsanalyse auch die in den verschiedenen Endlagerphasen gewonnenen Betriebserfahrungen ebenso wie die bei anderen Anlagen vorliegenden Betriebserfahrungen berücksichtigen sollen. Auf Grund dieses Ansatzes wurden konkrete Sicherheitslevels abgeleitet.

Sicherheitslevel DI-03 beinhaltet, dass der Genehmigungsinhaber fortlaufend die Sicherheit des Endlagers unter Berücksichtigung der Betriebserfahrungen und der Fortschritte bei Wissenschaft und Technologie zu bewerten hat. Sicherheitslevel DI-19 ergänzt dazu, dass der Genehmigungsinhaber ein Programm zur Erfassung der Betriebserfahrungen installieren und betreiben soll. Mit diesem Programm sollen alle Informationen zu den Betriebserfahrungen zusammengefasst dokumentiert werden. Wert wird dazu vor allem auf die Dokumentation der bewerteten Betriebserfahrungen gelegt. Zur Bewertung der Betriebserfahrungen wird darauf hingewiesen, dass nicht nur die Sicherheit der Betriebsphase, sondern auch die Sicherheit der Nachbetriebsphase zu berücksichtigen ist.

Hinsichtlich der Berücksichtigung von Betriebserfahrungen bei der Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen und radioaktiven Abfällen wurde ein analoger Ansatz in den Sicherheitslevels S-40 und S-41 gewählt /WEN 14b/. Ein gleicher Ansatz gilt für die Sicherheitslevels zur Abfallbehandlung und -konditionierung /WEN 16/. Die WGWD hat das Thema der Betriebserfahrungen auch in Bezug auf Stilllegungsvorhaben berücksichtigt und diesbezüglich Sicherheitslevels in Analogie zur Endlagerung bzw. Zwischenlagerung abgeleitet /WEN 15/.

In den Berichten der WGWD zur sicheren Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle wird das Thema der Bewertung von Betriebserfahrungen beachtet. Die mit den Sicherheitslevels gegebenen Vorgaben umfassen allgemeine Aussagen zur Bewertung der Betriebsergebnisse einschließlich der Berücksichtigung der Bewertungsergebnisse zur Verbesserungen der Sicherheit eines Endlagers. Hinsichtlich der Berücksichtigung von Betriebserfahrungen in Bezug zur Störfallanalyse wurde jedoch keine konkrete Vorgabe abgeleitet.

4.2.2 Nationale Anforderungen

In diesem Kapitel werden nationale Anforderungen unterschiedlicher Länder bzgl. Betriebserfahrung vorgestellt. Neben den aufgeführten Ländern wurden ebenfalls Frankreich, Großbritannien und die USA in Betracht gezogen, dort konnten jedoch keine konkreten Informationen gefunden werden.

4.2.2.1 Finnland

In Finnland gibt es seit den 1990er Jahren für schwach- und mittelradioaktive Abfälle die beiden in Betrieb befindlichen Endlager in Olkiluoto und Loviisa. Die Endlagerung findet in einer Tiefe von 70 bis 110 m statt.

Hinsichtlich der Endlagerung von radioaktiven Abfällen werden im Government Decree /MEE 08/ in allgemeiner Art Anforderungen gegeben. Bezüglich der Bewertung von Betriebsstörungen und Störfällen wird für die Betriebsphase ausgeführt, dass diese Vorkommnisse entsprechend ihrer ermittelten Eintrittswahrscheinlichkeit zu berücksichtigen sind. Des Weiteren wird ausgeführt, dass hinsichtlich der für den Safety Case verwendeten Eingangsdaten und der verwendeten Rechenmodelle die Vorgabe gilt, dass die Informationen eine hohe Qualität aufweisen und von Experten bewertet sein müssen, d. h., dass sie validiert vorliegen müssen. Unbestimmtheiten / Unsicherheiten der Daten sind im Rahmen einer Sicherheitsanalyse separat zu werten.

Thematisiert wird auch, dass das Managementsystem, welches u. a. auch den „Operating experience feedback process“ gemäß /STU 13/ zu enthalten hat, systematisch zu bewerten und fortzuentwickeln ist.

In Finnland wird der Umgang mit Betriebserfahrungen in einem speziellen Regelwerk, dem Guide YVL A.10 „Operating experience feedback of nuclear facility“ /STU 13/, geregelt. Danach sind Betriebserfahrungen zu erfassen und im Hinblick einer Erhöhung der Sicherheit zu bewerten sowie zu dokumentieren. Die zu berücksichtigenden Betriebserfahrungen umfassen Überwachungsergebnisse, bewährte Verfahren und signifikante Fehler für jede der einzelnen Phasen einer kerntechnischen Anlage.

Zur Erfassung und regelmäßigen Auswertung der Betriebserfahrungen sieht das Managementsystem die spezielle Verfahrensweise „Operating experience feedback process“ mit der Implementierung eines entsprechenden Programms vor. Dazu hat der

Genehmigungsinhaber jährlich diese Verfahrensweise im Hinblick der Effizienz zu beurteilen.

In diesem Guide wird auch darauf hingewiesen, dass nicht nur die Betriebserfahrungen der eigenen Anlage zu berücksichtigen sind, sondern auch Betriebserfahrungen anderer nationaler Anlagen sowie Betriebserfahrungen von ausländischen Anlagen, aber auch Erfahrungen von Zulieferern und von Unterauftragnehmern.

Der Guide YVL A.10 enthält keine Hinweise, wie die Informationen zu Betriebserfahrungen konkret für eine Störfallanalyse bzw. als Eingangsdaten für eine Störfallanalyse zu verwenden sind. Gleiches ist für die Ausführungen des Guide YVL D.5 "Disposal of nuclear waste" /STUK 14/ zutreffend.

4.2.2.2 Schweden

Seit Ende der 1980er Jahre werden in Schweden schwach- und mittelradioaktive Abfälle im zentralen Endlager Forsmark in einer Tiefe von 60 m eingelagert.

Das schwedische Regelwerk, der Regulatory Code "The Swedish Radiation Safety Authority's Regulations and General Advice concerning Safety in Nuclear Facilities" /SSM 08/, enthält für alle Arten von nuklearen Anlagen bzw. nuklearen Aktivitäten die Anforderung zur Berücksichtigung von Betriebserfahrungen. Bezüglich der Betriebserfahrungen wird sich auf Erfahrungen bezogen, die im Zusammenhang mit Vorkommnissen gewonnen und deterministisch ausgewertet werden.

Die Sicherheitsanalyse soll sich auf systematische Informationen zu den Vorkommnissen beziehen. Hervorgehoben wird, dass bei der Sicherheitsanalyse die vorhandenen Unsicherheiten der zugrundeliegenden Informationen zu beachten sind. Der dazu entsprechende Sicherheitsanalysenbericht soll u. a. auch eine Beschreibung der Vorgehensweise zur Berücksichtigung von Betriebserfahrungen enthalten.

Neben diesen Anforderungen werden für die Betriebsphase von nuklearen Anlagen, wie für Endlager zutreffend, Programme zur Überwachung von sicherheitstechnisch wichtigen Strukturen, Systemen und Komponenten vorgeschrieben. Diese Programme sind hinsichtlich der vorliegenden Betriebserfahrungen und des Standes von Wissenschaft und Technik zu aktualisieren. Diesbezüglich sind vor allem bei Maßnahmen zu

Inspektionen, Tests, Instandhaltungen oder dem Alterungsverhalten erhaltene Erfahrungen zu berücksichtigen.

Spezielle Anforderungen in Bezug auf geologische Endlager - mit der technischen Endlageranlage und den geologischen Umgebungsbedingungen - liegen nicht vor. In der Praxis werden neben der Bewertung von Vorkommnissen zusätzlich die Überwachungsergebnisse des im Betrieb befindlichen Endlagers beachtet.

Hinsichtlich der periodisch, mindestens alle 10 Jahre, durchzuführenden Sicherheitsprüfungen, siehe Nuclear Activities Act /MIN 84/, konnten auch keine Vorgaben der schwedischen Behörde Stralsäkerhetsmyndigheten (Swedish Radiation Safety Authority - SSM) speziell für Endlager für radioaktive Abfälle recherchiert werden.

Anhand der schwedischen Regelwerke konnte kein Bezug dazu ermittelt werden, wie die Informationen zu den Betriebserfahrungen konkret für eine Störfallanalyse bzw. als Eingangsdaten für eine Störfallanalyse eingesetzt werden.

4.2.2.3 Schweiz

In der Schweiz steht noch kein betriebsbereites Endlager für die Einlagerung von schwach- und mittelradioaktiven Abfällen zur Verfügung.

In den schweizerischen kerntechnischen Regelwerken ist das Thema der Endlagerung allerdings berücksichtigt. Das schweizerische kerntechnische Regelwerk umfasst eine Reihe von Anforderungen an eine systematische Sicherheitsbewertung von kerntechnischen Anlagen, welche auch für Endlager für radioaktive Abfälle zutreffend sind. Gemäß der Kernenergieverordnung /KEV 16/ und der dazu untersetzenden Richtlinie „Systematische Bewertungen des Betriebs von Kernanlagen“ /ENSI 14/ sind dabei auch Betriebserfahrungen mit sicherheitsrelevanten Bezügen sowie die Alterungsüberwachung sicherheitsrelevanter Ausrüstungen und Bauwerke zu berücksichtigen. Bemerkenswert ist, dass für die Sicherheitsbewertung mindestens alle zehn Jahre eine vertiefte Datenanalyse über den gesamten Zeitbereich durchzuführen ist.

Hinsichtlich der Gefährdungsannahmen für Störfälle ist die „Verordnung über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen“ /UVEK 09/ relevant. Bei neuen Gefährdungsannahmen sind die deterministische Störfallanalyse und die probabilistische Sicherheitsanalyse zu aktualisieren und die Aus-

wirkungen auf die Sicherheit zu bewerten. In Bezug auf die Quelltermanalysen wird vor allem Wert auf eine detaillierte und nachvollziehbare Dokumentation gelegt, siehe Richtlinie „Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen“ /ENSI 10/.

Bezüglich der Endlagerung in geologischen Tiefenlagern enthält die Richtlinie „Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis“ /ENSI 09/ weitere Vorgaben. U. a. wird vorgegeben, dass qualitätssichernde Maßnahmen für den Umgang mit Daten und für die Durchführung von quantitativen oder qualitativen Analysen im Rahmen der Sicherheitsanalysen vorzusehen und zu dokumentieren sind. Allerdings werden diese Anforderungen nicht näher charakterisiert bzw. untersetzt.

4.2.2.4 Deutschland

In den übergeordneten Regelwerken Atomgesetz /ATG 16/ und in der Strahlenschutzverordnung /SSV 17/ sind keine konkreten Vorgaben zur Berücksichtigung von „Betriebserfahrungen“ beim Umgang mit radioaktiven Abfällen, insbesondere im Hinblick auf Störfallanalysen für ein Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung enthalten. Allerdings können Vorgaben zum Thema „Betriebserfahrungen“ abgeleitet werden, und zwar in der Art, dass die Regelwerksvorgaben mittels Betriebsergebnissen zu verifizieren sind.

Gemäß § 49 Strahlenschutzverordnung gilt, dass ein Endlager so zu planen und auszulegen ist, dass zur Vermeidung von Störfällen mit unkontrollierter Freisetzung radioaktiver Stoffe die Störfallauswirkungen begrenzt bleiben. Im Genehmigungsverfahren ist dazu nachzuweisen, dass das Endlager gegen bestimmte Störfälle (Auslegungsstörfälle) ausgelegt ist. Grundsätzlich gilt dazu, dass die erforderlichen Sicherheitsnachweise nach dem Stand von Wissenschaft und Technik vorzunehmen sind.

Für den praktischen Betrieb bedeutet dies, dass radioaktive Stoffe aus einem Endlager nicht unkontrolliert in die Umgebung abgegeben werden dürfen. Ableitungen, entweder mit der Abluft oder den Abwässern, müssen überwacht und nach Art und Aktivität spezifiziert und der zuständigen Behörde übermittelt werden. Die diesbezüglich einzuhaltenden Vorgaben zur Überwachung sind in der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI) /REI 05/ enthalten.

Sicherheitsüberprüfungen

Sowohl der Einlagerungsbetrieb als auch das geplante Stilllegungskonzept ist in der Betriebsphase gemäß /BMU 10/, /ATG 16/ im Rahmen der alle zehn Jahre stattfindenden Sicherheitsüberprüfung entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu überprüfen und notwendigenfalls fortzuentwickeln.

Bei durchzuführenden periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) „sind nicht nur gegebenenfalls erforderliche Anpassungen an den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik darzustellen und zu bewerten, sondern auch Erfahrungen aus dem Betrieb anderer vergleichbarer Anlagen und/oder Anlagenteile zu berücksichtigen“. Zu berücksichtigen sind ferner Langzeit- und Alterungseffekte u. a. /ESK 15/.

Meldevorschriften bedeutsamer Ereignisse

In Anlehnung an die „Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen“ (Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung – (AtSMV) /ATS 10/ erfolgt die Meldung von Unfällen, Störfällen und sonstigen für die kerntechnische Sicherheit bedeutsamen Ereignissen an die Aufsichtsbehörde.

Die Meldung zu Ereignissen wird anhand von Meldekriterien nach der ersten Einschätzung zum Vorkommnis vorgenommen (Sofortmeldung, Eilmeldung, Normalmeldung). Unabhängig von dem behördlichen Meldeverfahren nach der Meldeverordnung AtSMV erfolgt die Einstufung der meldepflichtigen Ereignisse durch die Betreiber der kerntechnischen Anlagen nach der Bewertungsskala der IAEA, dem International Nuclear and Radiological Event System (INES, /IAEA 08/).

Die AtSMV stellt eine wesentliche Grundlage für die Auswertung von Betriebserfahrungen im Fall des Vorliegens von meldepflichtigen Vorkommnissen nach AtSMV dar. Nach Vorliegen und Auswertung aller Informationen zu einem meldepflichtigen Ereignis legt die Aufsichtsbehörde nach eingehender Erörterung mit dem Betreiber erforderlichenfalls weitere Maßnahmen zur Abhilfe und über die zu treffenden Vorkehrungen fest. Allerdings werden Betriebsstörungen nicht in der AtSMV erfasst.

Die Berichterstattung über Störfälle, d. h. besondere Vorkommnisse, im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen ist im Rundschreiben des BMU von 2015 /BMU 15/ geregelt. Danach ist den zuständigen Behörden u. a. zu folgenden Störfällen zu berichten:

- Erhebliche Strahlenexpositionen von Personen
- Erhebliche Kontaminationen von Personen oder Bereichen
- Emissionen radioaktiver Stoffe oberhalb zulässiger Werte
- Mängel oder Versagen sicherheitstechnisch bedeutsamer Funktionen oder Vorrichtungen
- Einwirkungen von außen.

Dokumentation von Betriebserfahrung

Gemäß dem Planfeststellungsbeschluss für das Endlager Konrad /NMU 02/ und in Anlehnung an die KTA-Regel 1404 „Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken“ /KTA 13/ sind Informationen bzgl. Errichtung und Betrieb des Endlagers aufzuzeichnen und zu dokumentieren. Insbesondere sind Informationen zu dokumentieren,

- die für einen sicheren Betrieb der Anlage erforderlichen Sachverhalte und Regelungen darstellen,
- die den Erfahrungsrückfluss ermöglichen und
- die eine Wissensbasis für das Alterungsmanagement zur Verfügung stellen

und somit einen Bezug zu den Betriebserfahrungen aufweisen. Die Aufzeichnungen schließen auch die Betriebsdokumentation, wie das Zechenbuch bzw. das Betriebsbandbuch, mit ein. Ferner werden Vollständigkeit und Aktualisierung der Informationen gefordert, aber auch, dass die langzeitige Aufbewahrung der Informationen in einer geeigneten Art zu erfolgen hat.

Informationen zu den Betriebserfahrungen liegen in den Betriebsbüchern des Betreibers sowie ergänzend in Form von Protokollen, Nachweisen sowie Ergebnisdarstellungen von Inspektionen, Instandhaltungen, Prüfungen oder der Bewertung von Betriebsstörungen bzw. Störfällen vor.

Ergänzend zur Betriebsdokumentation sind somit Betriebserfahrungen einschließlich der verschiedenartigen Überwachungsergebnisse systematisch zu dokumentieren und z. B. im Rahmen der regelmäßigen Berichterstattung der Behörde vorzulegen.

Anforderungen an die Zwischenlagerung

Ergänzend zur Endlagerung radioaktiver Abfälle sollten Vorgaben zur Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle hinsichtlich der Thematik der Berücksichtigung von Betriebserfahrungen beachtet werden.

Die ESK hat in den Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung /ESK 13a/ und für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern /ESK 13b/ explizit Anforderungen zur Auswertung von Betriebserfahrungen gestellt. Im Rahmen der ESK-Leitlinien zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle /ESK 14/ wird ebenfalls für die Zwischenlagerung die Auswertung von Betriebserfahrungen gefordert.

Die Auswertung von Betriebserfahrungen umfasst dabei hauptsächlich die Auswertungen von vorliegenden Betriebserfahrungen im zu bewertenden Zwischenlager und die Auswertung der Betriebserfahrungen vergleichbarer Anlagen. In diesem Zusammenhang wird besonderer Wert auf Betriebserfahrungen resultierend aus meldepflichtigen Ereignissen gelegt.

Insbesondere sind diesbezüglich die Themen des langfristigen Materialverhaltens bei Verpackungen, Veränderungen des Abfallproduktes und Alterungserscheinungen bei Einrichtungen des Zwischenlagers zu untersuchen und zu bewerten. Für diese Bewertungen sollte ein entsprechendes betriebliches Programm festgelegt werden.

Diese Auswertungen dienen insgesamt „der Überprüfung der betrieblichen Bewährung der sicherheitstechnischen Anlagenauslegung, der Überprüfung der Zuverlässigkeit der sicherheitstechnisch relevanten Systeme sowie der Einhaltung der Schutzziele“ /ESK 14/.

4.2.3 Bewertung der Anforderungen

Generell wird das Thema der Berücksichtigung von Betriebserfahrungen international als auch national als bedeutsam angesehen und es wird dementsprechend in den Regelwerken ausgeführt. Allerdings liegen dazu im Prinzip nur allgemeingültige Anforderungen vor. Konkrete Anforderungen werden meist nicht abgeleitet.

Letztendlich müssen diese konkreten Anforderungen abgeleitet und festgelegt werden.

Grundsätzlich gilt gemäß den Regelwerksanforderungen für den Anlagenbetreiber:

- Die Anlagen, Komponenten und Systeme (eines Endlagers) sind robust und zuverlässig auszulegen;
- Betriebserfahrungen beziehen sich sowohl auf den Normalbetrieb als auch auf Betriebsstörungen und Störfälle;
- Zur Erfassung der Betriebserfahrungen ist beim Anlagenbetreiber ein Managementverfahren zu installieren;
- Die Sicherheitsanalyse ist regelmäßig, in der Regel alle 10 Jahre, zu aktualisieren. Die vorliegenden Betriebserfahrungen sind dazu auszuwerten und bei Bedarf Schlussfolgerungen abzuleiten;
- Im Ergebnis der Aus- und Bewertung der Betriebserfahrungen sollten Vorschläge für Optimierungen des Endlagerdesigns oder des Betriebes abgeleitet werden.

In Bezug auf die Umsetzung dieser allgemeinen Anforderungen sind für die Endlagerung radioaktiver Abfälle u. a. folgende Themen konkret zu untersetzen, um rechtzeitig Tendenzen einer Verschlechterung der Anlagensicherheit bzw. die Abnahme von Sicherheitsniveaus erkennen zu können:

- Festlegung zur Art, zum Umgang, zur Dokumentation und zur Berichterstattung der Informationen zu den Betriebserfahrungen;
- Festlegung zur Qualität der Informationen zu den Betriebserfahrungen;
- Festlegung zum Umgang mit Ungewissheiten bei den Informationen zu den Betriebserfahrungen;

- Festlegung zur Art und zum Umgang der Einbeziehung von Betriebserfahrung in eine Störfallanalyse (Eingangsdaten).

Insbesondere zu Betriebsbeginn eines Endlagers liegen keine Betriebserfahrungen aus der eigenen Anlage vor. Da jedes Endlagerkonzept einzigartig und standortangepasst ist, muss bei der Übertragung von Betriebserfahrungen aus anderen Anlagen darauf geachtet werden, ob die Daten sinnvoll übertragen werden können und ähnliche Bedingungen wie im eigenen Endlager vorherrschen. Mit fortschreitendem Einlagerungsbetrieb kann zunehmend auf eigene Betriebserfahrung zurückgegriffen werden, wodurch sich die Unsicherheiten, die durch die Übertragung von Daten anderer Anlagen eingebracht werden, vermindern.

4.3 Quellen für Betriebserfahrung

In diesem Kapitel werden einige Quellen für Betriebserfahrung genannt und auf zu beachtende Aspekte im Hinblick auf den Ursprung von Daten hingewiesen. Im INES-System der IAEA werden Ereignisse in einer 7-stufigen Skala eingeordnet. Ereignisse aus kerntechnischen Anlagen, industrieller Nutzung wie Radiographie, Strahlungsquellen in Krankenhäusern und beim Transport von radioaktivem Material werden einbezogen. Auf der INES-Skala werden jedoch nur Ereignisse mit radiologischen Auswirkungen betrachtet. Ein chemischer Störfall etwa, bei dem ein nicht radioaktives Material freigesetzt wird, wird von der Skala nicht erfasst. Die Kommunikation von Ereignissen und deren INES-Einordnung ist kein formales Berichterstattungssystem, es dient eher der Kommunikation der sicherheitstechnischen Bedeutung von relevanten Ereignissen /IAEA 08/. Das International Reporting System for Operating Experience (IRS) ist eine von der IAEA und OECD/NEA betriebene Informationsplattform, um die Sammlung, Verarbeitung und Verteilung von Informationen über Erfahrungen aus dem Bau, dem Betrieb und der Stilllegung von KKW sicherzustellen. Das Auftreten und Wiederauftreten von Ereignissen soll durch die Informationssammlung und -aufbereitung in den Mitgliedsstaaten vermieden werden. Das IRS soll in den Mitgliedsstaaten für

- Aufsichts- und Regulierungsbehörden
- Versorgungsunternehmen mit geplanten oder laufenden Nuklearprogrammen
- Kernkraftwerkspersonal
- Technical Support Organisations (TSO) im nuklearen Bereich

- Lieferanten im nuklearen Bereich
- Forschungseinrichtungen und technische Universitäten, die im nuklearen Bereich tätig sind

zur Verfügung stehen. Die Berichterstattung sollte eine Ereignisbeschreibung in erzählender Form, eine Sicherheitsbewertung, eine Ursachenanalyse sowie die gelernten Lektionen und ergriffenen Korrekturmaßnahmen enthalten /IAEA 10/.

Die OECD/NEA hat im Jahr 1994 das International Common Cause Failure Data Exchange (ICDE) Projekt begonnen. Informationen zu gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA, engl.: Common Cause Failure) in Kernkraftwerken sollen dort über einen langen Zeitraum gesammelt werden, um sie und deren Ursachen besser zu verstehen sowie Vorsorge treffen zu können. Ein Mechanismus für einen effektiven Erfahrungsrückfluss und die Generierung quantitativer GVA-Häufigkeiten sind u. a. Ziele des Projektes /NEA 18/.

Die Expert Group on Operational Safety (EGOS) hat u. a. das Ziel, technische, regulatorische, oder Stakeholder bezogene Erfahrungen bzgl. der Betriebssicherheit auch für geologische Tiefenlager zu teilen. Auch Erfahrungen aus dem Betrieb von Minen sollen dabei helfen, mögliche Gefahren in einem Endlager zu identifizieren. Best Practices und technische Lösungen zur Prävention von Risiken sollen erarbeitet werden /NEA 16/.

Zur Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen im Betrieb von Endlagern für radioaktive Abfälle aus Deutschland und dem Ausland wurde die Datenbank ISABEL (Informationssystem Angaben von Betriebserfahrungen bei der Endlagerung) entwickelt. Die Datenbank enthält Informationen in Bezug auf die Entsorgung radioaktiver Abfälle aus mehr als 40 Ländern und über 35 konkreten Endlagerprojekten. Ein festgelegter Personenkreis aus BMU, BfS und GRS hat Zugriff auf die Daten /MES 99/.

In Deutschland erfolgt in Anlehnung an die „Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen“ (Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung – (AtSMV) /ATS 10/ die Meldung von Unfällen, Störfällen und sonstigen für die kerntechnische Sicherheit bedeutsamen Ereignissen an die Aufsichtsbehörde.

Die Meldung zu Ereignissen wird anhand von Meldekriterien nach der ersten Einschätzung zum Vorkommnis vorgenommen (Sofortmeldung, Eilmeldung, Normalmeldung). Unabhängig von dem behördlichen Meldeverfahren nach der Meldeverordnung AtSMV erfolgt die Einstufung der meldepflichtigen Ereignisse durch die Betreiber der kerntechnischen Anlagen nach der Bewertungsskala der IAEA, dem International Nuclear and Radiological Event System (INES, /IAEA 08/).

Die AtSMV stellt eine wesentliche Grundlage für die Auswertung von Betriebserfahrungen im Fall des Vorliegens von meldepflichtigen Vorkommnissen nach AtSMV dar. Nach Vorliegen und Auswertung aller Informationen zu einem meldepflichtigen Ereignis legt die Aufsichtsbehörde nach eingehender Erörterung mit dem Betreiber erforderlichenfalls weitere Maßnahmen zur Abhilfe und die zu treffenden Vorkehrungen fest. Allerdings werden Betriebsstörungen nicht mit der AtSMV erfasst.

Die Störfallmeldestelle des Bundesamts für kerntechnische Entsorgungssicherheit (BfE) erfasst, dokumentiert und wertet alle von den Landesaufsichtsbehörden weitergemeldeten Ereignisse aus /BfE 18/. Monatlich werden Berichte zu Ereignissen in KKW und Forschungsreaktoren vom BfE veröffentlicht. Zusätzlich zu den Monatsberichten werden jährlich zwei Jahresberichte veröffentlicht, von denen einer die meldepflichtigen Ereignisse in Anlagen der Kernbrennstoffver- und entsorgung behandelt /BfE 17/.

Zusätzlich empfiehlt sich grundsätzlich die regelmäßige Durchsicht von Berichten der Aufsichtsbehörden, Fachzeitschriften und der gezielten Suche im Internet, um mögliche weitere Quellen zu erschließen.

Als Quellen von Betriebserfahrung für ein Endlager in tiefen geologischen Schichten für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, wie das Endlager Konrad, kommen andere tiefengeologische Endlager für radioaktive Abfälle in Frage. Da deren Anzahl jedoch sehr gering im Vergleich zu anderen Anlagen ist, müssen weitere Anlagen in Betracht gezogen werden. In den Kreis möglicher Quellen können ebenfalls Bergwerksbetriebe und Untertagedeponien einbezogen werden. Sowohl über als auch unter Tage kommt Technik zum Einsatz, die auch in anderen konventionellen Betrieben verwendet wird, die nicht in Verbindung mit dem Bergbau stehen. Hebezeuge wie Kräne und Gabelstapler sind häufig eingesetzte Geräte zum Lastumschlag. Da hierzu ggfs. keine Statistiken existieren, müssen zurzeit auch mögliche Quellen (z. B. die In-

ternetseite eines Unternehmens) einzeln eingesehen werden um mögliche verwertbare Daten zu finden.

Quellen für Betriebserfahrung sind grundsätzlich auf deren Transparenz, Verfügbarkeit und Konsistenz zu prüfen. Daten aus erster Hand, z. B. direkt vom Betreiber einer Anlage, sind anderen Quellen vorzuziehen. Pressemeldungen sind vor der Verwendung auf ihre Richtigkeit zu prüfen. Unter Umständen sind weitere Informationen für eine Analyse der Daten erforderlich.

4.4 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen

Szenarien und Modelle sind häufig ungenau und fehlerbehaftet, weil die verwendeten Daten aus Betriebserfahrung ggfs. nicht repräsentativ oder fehlerbehaftet sind. Aus diesem Grund wird in diesem Kapitel betrachtet, inwiefern sich Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen für eine Bewertung der Datenqualität und -quantität nutzen lassen. Die Quantität von Daten wird beschrieben durch die Menge der verfügbaren Eingangsdaten für eine Berechnung. Unter Qualität wird in diesem Zusammenhang die Eignung der Daten in Bezug auf die vorhandene Fragestellung verstanden. Im Hinblick auf die Bewertung von Betriebserfahrung ist hier das Thema der Übertragbarkeit von Daten aus verschiedenen Anlagen auf ein Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle zu betrachten, da aus der Anlage selbst zu Betriebsbeginn zunächst keine eigenen Daten zur Verfügung stehen können. Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen werden aufgrund ihres inhaltlichen Zusammenhangs oft als gemeinsamer Begriff genannt. Allerdings sind beide unabhängig voneinander zu definieren /DAN 12/. Die Unsicherheitsanalyse beschreibt die Grenzen des verfügbaren Wissens sowie die daraus ableitbare Genauigkeit der möglichen Aussagen (Vorhersagegenauigkeit) /BFR 14/. Die Ergebnisse von Unsicherheitsanalysen weisen aus, inwieweit die aus Parameterungewissheiten resultierenden Datenbandbreiten sich auf die Bandbreite der Ergebnisse (z. B. radiologische Konsequenzen) auswirken. Mit Sensitivitätsanalysen lassen sich, in Bezug auf eine Zielgröße, weniger einflussreiche (unsensible) Einflussgrößen (Eingangsparameter) und umgekehrt einflussreiche (sensible) Einflussgrößen identifizieren /BFR 14/. Damit kann die Sensitivitätsanalyse dazu dienen, diejenigen Parameter zu identifizieren, deren Erhebung für eine gegebene Problemstellung vorzugsweise zu verbessern ist. Sowohl die Unsicherheits- als auch die Sensitivitätsanalyse beziehen sich i. d. R. auf eine numerische Beschreibung eines Zusammenhangs. Diese numerische (quantitative) Zusammenhangsbeschreibung wird meist als Modell bezeich-

net. Theoretisch sind auch qualitative Unsicherheitsbetrachtungen, d. h. argumentative Beschreibungen von Unsicherheiten möglich. Dies dient allerdings meist nur als Vorstufe für eine quantitative Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse. Wenn von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen die Rede ist, sind daher i. d. R. quantitative Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen gemeint. In diesem Kapitel liegt der Schwerpunkt auf der Betrachtung quantitativer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen anhand von Modellen.

Im Rahmen eines Modells stehen die Modellparameter meist in komplexen Wechselwirkungen zueinander. Sensitivitätsanalysen dienen der Ermittlung der Relevanz einzelner Elemente eines Modells für eine bestimmte Zielgröße. Dabei werden bspw. Teile eines Modells oder einzelne Parameter verändert und die Auswirkungen auf die Zielgröße analysiert /BFR 14/. Sensitivitätsanalysen werden meist einer Unsicherheitsanalyse vorangestellt /DAN 12/. Das Ziel von Unsicherheitsanalysen ist die Erfassung, Beschreibung und Bewertung von einzelnen Unsicherheiten, die im Rahmen einer Modellkette auftreten. Durch die Verknüpfung der einzelnen Unsicherheiten lässt sich eine Aussage über die Gesamtunsicherheit einer Zielgröße treffen. Somit kann die Transparenz und damit die Nachvollziehbarkeit von Modellberechnungen und Simulationen mit Hilfe einer Unsicherheitsanalyse gesteigert werden /BFR 14/.

Die Bestimmung der Aussagesicherheit von Modellen und Modellrechnungen ist als essentiell anzusehen. Weil die Aussagesicherheit erst durch Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen bestimmt werden kann, sind dies fundamentale Elemente von Modellen und Modellrechnungen. Ebenso wird die quantitative Angabe der Gesamtunsicherheit von Analyseergebnissen bspw. in den Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke gefordert /GRS 14/.

4.4.1 Unsicherheitsanalyse

Oftmals ist das Wissen bezüglich Szenarien, Modellen und Parametern ungenau, lückenhaft, fehlerbehaftet oder verwendete Daten sind nicht repräsentativ. Dennoch ist das vorhandene Wissen bestmöglich zu nutzen, um eine solide Grundlage für sachgerechte Entscheidungen, einschließlich der Berücksichtigung und Einschätzung von Unsicherheiten, zu schaffen. Die Unsicherheitsanalyse beschreibt dabei die Konsequenz des verfügbaren Wissens sowie die daraus ableitbare Genauigkeit der möglichen Aussagen (Vorhersagegenauigkeit) /BFR 14/. Die Genauigkeit einer möglichen Aussage eines Modells ist abhängig von der Gesamtunsicherheit einer Zielgröße eines Modells.

Diese Gesamtunsicherheit wird mit Hilfe von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen ermittelt. Neben der Gesamtunsicherheit wird die Zielgröße in Form einer Wahrscheinlichkeitsverteilung beschrieben /DAN 12/.

Zu unterscheiden sind zwei Arten von Unsicherheiten: Aleatorische Unsicherheiten resultieren aus natürlichen Schwankungen (stochastische Unsicherheiten), d. h. die Messung eines Parameters kann zu unterschiedlichen Zeitpunkten oder Orten variieren. Epistemische Unsicherheiten dagegen ergeben sich aus unvollständigem Wissen über einen Prozess oder die zugehörige Modellkette und einzelne Parameterinteraktionen. Dazu zählen auch ungenaue Messmethoden (Messunsicherheit) /DAN 12/. Nur die epistemischen Unsicherheiten können durch eine Erhöhung des Kenntnissgewinns reduziert werden.

Im Rahmen einer Unsicherheitsanalyse werden zusätzliche Informationen über eine Risikobewertung, eine Modellberechnung oder eine Simulation bereitgestellt, welche die Unsicherheiten einzelner Elemente beschreiben. Damit lässt sich darstellen, welche Bewertungen, Folgerungen und Empfehlungen auf gesichertem Wissen und welche auf weniger gesicherten Grundlagen basieren. Dies ist insbesondere für die Kommunikation von Ergebnissen und die Einschätzung sowie Bewertung von Ergebnissen durch Interessen- und Entscheidungsträger von Bedeutung (Risikokommunikation). Zudem entspricht die qualitative und quantitative Dokumentation von Unsicherheiten guter Praxis und regulatorischen Anforderungen /BFR 14/.

In manchen Modellen kann die Existenz einiger Parameter zwar bekannt, aber nicht vollständig mathematisch erfassbar sein. Dementsprechend können die Unsicherheiten dieser Parameter nicht direkt in die Unsicherheitsberechnung einfließen. Um solche Unsicherheiten trotzdem zu berücksichtigen, kann eine qualitative Unsicherheit angegeben werden, bspw. in drei Größenordnungen (klein, mittel und groß) /DAN 12/.

Qualitative Unsicherheitsanalysen ordnen sich nach /BFR 14/ folgendermaßen in gestufte Analyseverfahren für Unsicherheitsanalysen ein:

- Stufe 1: (Un-)Sicherheitsfaktoren:
Durch Sicherheitsfaktoren wird der geforderte Abstand zwischen Risikoabschätzung und Schutzziel erhöht
- Stufe 2: Qualitative Unsicherheitsanalyse:
Quellen der Unsicherheit werden systematisch identifiziert und dokumentiert

- Stufe 3: Quantitative Unsicherheitsanalyse:
Unsicherheiten werden quantifiziert und fließen in die Risikoanalyse ein.

4.4.2 Sensitivitätsanalyse

Die Sensitivitätsanalyse lässt die Erstellung einer Rangordnung der Einflussgrößen in Abhängigkeit ihres Einflusses auf die Zielgröße (z. B. das Risiko) zu. Die Sensitivitätsanalyse unterstützt die Unsicherheitsanalyse durch die Identifizierung jener Parameter, deren Variation den größten Einfluss auf eine Zielgröße besitzt /DAN 12/. Mit Sensitivitätsanalysen lassen sich ggf. weniger wichtige Einflussgrößen (Eingangsparameter) von einer weiteren Betrachtung ihrer Unsicherheit ausschließen. Umgekehrt sind Sensitivitätsanalysen auch geeignet, die Einflussgrößen zu identifizieren, die bevorzugt zur Prävention oder Minderung der Zielgröße (z. B. das Risiko) geeignet sind /BFR 14/. Sensitivitätsanalysen ermöglichen es somit gezielt die Priorität des Forschungsbedarfs zu bewerten, um ein Modell weiterzuentwickeln und dessen Aussagesicherheit zu verbessern sowie die Parameter genauer zu erheben /GLA 08/.

Sensitivitätsanalysen können allgemein in drei Klassen geteilt werden: lokale Sensitivitätsanalysen, globale Sensitivitätsanalysen und sogenannte Screening Methoden /DAN 12/.

Lokale Sensitivitätsanalysen umfassen die Variation eines einzelnen Modellparameters und die Analyse des Rechenergebnisses. Dabei erfolgt z. B. eine prozentuale Variation über die statistische Verteilung eines Parameters. Wird dies für alle Parameter durchgeführt können diejenigen Parameter deren Variation den größten Einfluss auf das Ergebnis besitzen (sensitive Parameter) identifiziert werden. Dies bietet eine Grundlage für die Fokussierung von Unsicherheitsanalysen. Bei der lokalen Sensitivitätsanalyse bleiben Einflüsse zwischen einzelnen Parametern (Parameterinteraktionen) unberücksichtigt /DAN 12/.

In einer **globalen Sensitivitätsanalyse** werden auch Parameterabhängigkeiten über Korrelationskoeffizienten berücksichtigt. D. h. es werden mehrere Parameter je nach Wechselwirkungen variiert und die Auswirkungen auf das Ergebnis analysiert. Dabei wird die Variation jedes einzelnen Parameters mit einer Verteilungsfunktion beschrieben. Für die Berechnung beliebig vieler unterschiedlicher Parameterkombinationen kommen Monte-Carlo-Simulationen zum Einsatz. Mit der globalen Sensitivitätsanalyse erhöht sich zwar die Genauigkeit im Vergleich zur lokalen Sensitivitätsanalyse jedoch

steigt auch der Rechenaufwand erheblich. Unabhängig davon sind globale Sensitivitätsanalysen den lokalen Sensitivitätsanalysen mit Blick auf die Vermeidung von Fehleinschätzungen durch Parameterabhängigkeiten vorzuziehen /DAN 12/.

Aus Gründen der Reduzierung des Rechenaufwandes können beide Ansätze auch in Screening Methoden kombiniert werden. Das bedeutet nicht sensitive Parameter werden konstant gehalten und die restlichen Parameter werden mit Verteilungsfunktionen variiert.

SuSa

Die GRS verfügt über ein selbst entwickeltes Tool, mit welchem Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen in der Reaktorsicherheit durchgeführt werden. Das Tool ist modular aufgebaut und mit verschiedenen Rechenprogrammen (Rechencodes) koppelbar. Es benötigt einen Rechencode zur Berechnung der Zielgrößen und die Eingangsparameter in Form von Bandbreiten- und Verteilungsfunktionen. Anschließend werden eine Vielzahl von Rechnungen automatisiert durchgeführt und die Eingangsparameter per Monte-Carlo-Methode entsprechend der o. g. Vorschriften für jeden Durchgang zufällig gewählt. Damit ergibt sich eine gewisse Schwankungsbreite in den Ergebnissen, welche einen Anhaltspunkt für die Unsicherheit des Ergebnisses gibt. Zudem lässt sich ein Zusammenhang (Sensitivität) zwischen den Ergebnissen der einzelnen Durchgänge und den zugehörigen Eingangsparametern bestimmen.

4.4.3 Best-Estimate-Ansatz

Für Sicherheitsanalysen für kerntechnische Anlagen, allen voran für Kernkraftwerke, ist es nach den Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke /BMUB 15/ Vorgabe und auch gängige Praxis neben konservativen Ansätzen auch sogenannte „Best-Estimate“-Ansätze zu verfolgen. Best-Estimate-Ansätze haben zum Ziel in Berechnungen und Simulationen möglichst realistische Ergebnisse zu erreichen. Best-Estimate-Ansätze werden i. d. R. quantitativ durchgeführt. Im Rahmen dieser Best-Estimate-Ansätze kommen auch Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen (z. B. das Programm SuSa, s. Kap. 4.4.2) zum Einsatz.

Die Störfallanalyse für die Betriebsphase von Endlagern wird konservativ ausgeführt. D. h. es werden bewusst an unterschiedlichen Stellen in der Störfallanalyse Werte oder Annahmen verwendet, die eher ungünstigere Ergebnisse erzielen. Dies führt zu einer

absichtlichen Überschätzung der Ergebnisse von Berechnungen, um eine zusätzliche Sicherheitsmarge für die Auslegung der Anlage zu erhalten.

Im Rahmen der Störfallanalyse für die Betriebsphase von Endlagern sind für jeden potenziellen Störfall zwei relevante Größen, die zu ermitteln sind, da sie als Grundlage für die Bewertung der Störfälle dienen – die Eintrittswahrscheinlichkeit und die radiologischen Auswirkungen (s. Kap. 3). Letzteres beschreibt das radiologische Schadensausmaß bei Eintritt des jeweiligen potenziellen Störfalls. Zur Ermittlung radiologischer Auswirkungen dient i. d. R. die resultierende effektive Dosis bei Eintritt des Störfalls als Indikator.

Um eine quantitative Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse auch auf die Ermittlung des radiologischen Schadensausmaßes anzuwenden, muss das radiologische Schadensausmaß zunächst nach einem (quantitativen) Best-Estimate-Ansatz ermittelt werden. Da in der Störfallanalyse für Endlager unterschiedliche Störfälle betrachtet werden, ist es notwendig unterschiedliche Berechnungen (Rechenmodelle) zu nutzen, beispielsweise für mechanische und thermische Störfälle. Die Eingangsdaten für diese Modelle müssen, für die Anwendung der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen, in Form von Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen vorliegen bzw. entsprechend aufbereitet werden. Die Ergebnisse könnten als eine Ergebnisverteilung dargestellt werden.

Das GRS-Tool SuSa könnte grundsätzlich für die Bestimmung der Gesamtunsicherheit des radiologischen Schadensausmaßes sowie der Eintrittshäufigkeit von potenziellen Störfällen eingesetzt werden. Dazu würde jeweils ein Rechenmodell (Rechencode) für die Berechnung der Eintrittshäufigkeit und ein oder mehrere Rechenmodelle (Rechencodes) für die Berechnung der radiologischen Auswirkungen benötigt. Des Weiteren müssen die Unsicherheiten von Eingangsdaten angegeben werden.

Mit einem (quantitativen) Best-Estimate-Ansatz wird die Sicherheit eines Endlagers nicht grundsätzlich erhöht. Jedoch würde die Anwendung einer quantitativen Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse, welches die Verwendung eines (quantitativen) Best-Estimate-Ansatzes voraussetzt, eine Quantifizierung der Sicherheitsmargen in der Störfallanalyse zulassen und somit eine bessere Einordnung der Aussagesicherheit der Störfallanalyse ermöglichen.

4.5 Kriterien zur Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrung

Die Forderung nach der Einbindung von Betriebserfahrung in die Störfallanalyse wird von verschiedenen Institutionen gestellt, vgl. Kap. 4.2. Für Kernkraftwerke ist diese Forderung deutlich leichter zu erfüllen als für ein Endlager für radioaktiven Abfall. Während in Kernkraftwerken viele Komponenten mehrfach verbaut sind und es wesentlich mehr Kernkraftwerke als Endlager gibt, die sich auch häufig ähnlich sind, ist es in diesem Bereich einfacher, passende Betriebserfahrung zu finden. Endlager sind hingegen Unikate.

In diesem Kapitel bezeichnet der Begriff „Güte von Daten“ nicht ihre Qualität im Hinblick auf Fehler und Messunsicherheiten. Unter der Güte von Daten aus Betriebserfahrungen wird die Übertragbarkeit auf den betrachteten Fall verstanden. Sind die Daten adäquat zu übertragen, ist die Qualität der Betriebserfahrung für die vorliegende Anlage als höherwertig einzuschätzen. Sind hingegen die Unterschiede der Quelle der Daten zum betrachteten Endlager zu groß, ist die Güte der Daten geringwertiger. Abb. 4.1 zeigt, welche Betriebserfahrungen zuerst betrachtet werden sollten. Erfahrungen aus der eigenen Anlage sind allen anderen Daten vorzuziehen, da sie naturgemäß den betrachteten Fall am besten widerspiegeln. Der erste Ring um die Mitte in Abb. 4.1 spiegelt Erfahrungen mit gleichen Komponenten, jedoch aus einer anderen Anlage wieder. Die andere Anlage bzw. die Randbedingungen sollen dabei den eigenen möglichst ähnlich sein. Diese Daten sind heranzuziehen, wenn keine Daten aus der eigenen Anlage vorliegen. Dies trifft auf ein Endlager zu, solange es noch nicht in Betrieb gegangen ist. Zusätzlich sollten diese Daten auch ergänzend zu Daten aus der eigenen Anlage hinzugenommen werden, weil für ein Endlager gerade zu Beginn der Einlagerungszeit nur wenige Betriebsstunden vorliegen. Sofern jedoch keine ähnliche Anlage mit den betrachteten Komponenten existiert, wird der nächste Ring herangezogen, der nur noch ähnliche Komponenten in einer ähnlichen Anlage repräsentiert. Der äußerste Ring steht für ähnliche Komponenten in einer Anlage, die der betrachteten Anlage nicht ähnlich ist. Diese Daten müssen herangezogen werden, wenn keine höherwertigen Erfahrungen zur Verfügung stehen und können weiterhin als Ergänzung verwendet werden. Bei der Einbindung von Daten aus Betriebserfahrung ist es wesentlich, ein Bewusstsein dafür zu entwickeln, dass Betriebserfahrung mit geringerer Übertragbarkeit nicht dieselbe Bedeutung zugemessen werden darf wie höherwertiger Betriebserfahrung. Aus diesem Grund sind auch die Randbedingungen, unter denen die Betriebserfahrung gewonnen wurde, mit zu beachten.

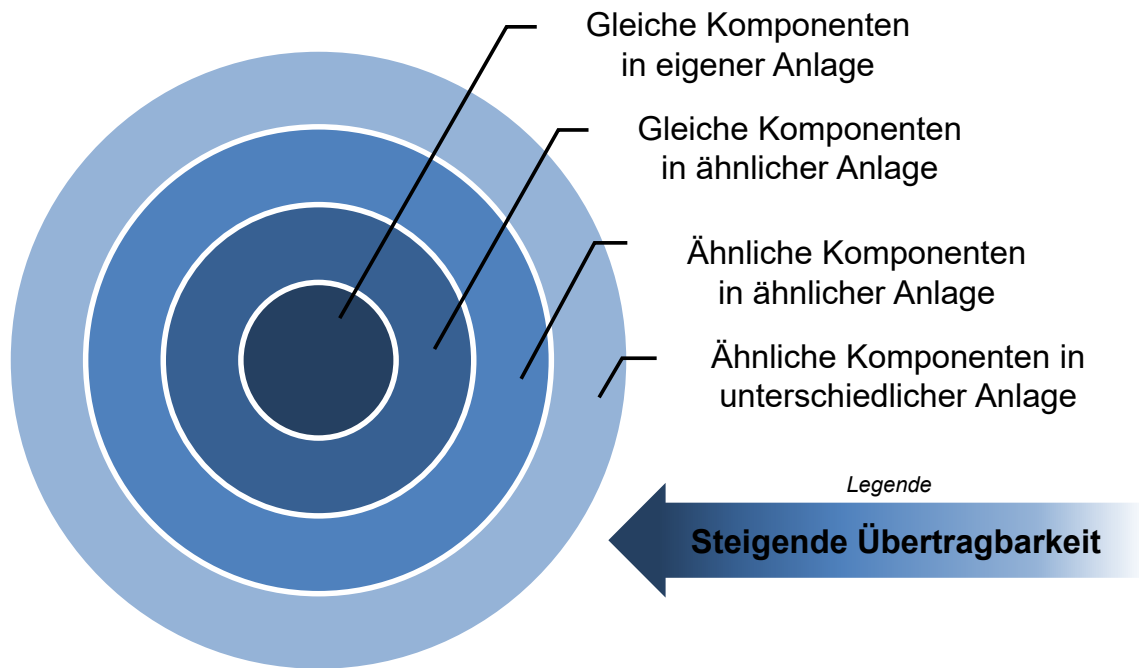


Abb. 4.1 Ringsystem der Übertragbarkeit von Betriebserfahrung

Die Übertragbarkeit von Erfahrungen hängt von vielen Kriterien ab und ist spezifisch für jeden Einzelfall zu bewerten. Für diese Bewertung ist es sinnvoll, systematisch und nachvollziehbar vorzugehen. Eine Möglichkeit, die Ähnlichkeit von zwei Anlagen (Komponenten) festzustellen, ist die Verwendung von Kriterien. Im Folgenden wird an dieser Stelle eine Aufzählung von Kriterien ohne den Anspruch auf Vollständigkeit gegeben. Diese Kriterien zeigen beispielhafte Aspekte und Randbedingungen auf, die zu betrachten sind, wenn Anlagen einander gegenübergestellt werden. Zu bewerten wären etwa die Vergleichbarkeit und das Vorhandensein von Informationen über

- Ausrüstung
- Umgebungs- und Standortbedingungen
- technische Randbedingungen
- regulatorische Randbedingungen
- Alterungsmanagement (Wartung)
- Betriebsabläufe
- Sicherheitskultur und
- Qualität der verwendeten Werkstoffe sowie deren Prüfung.

Zur Bewertung der Ausrüstung ist festzustellen, ob diese ähnlich ist wie im zu vergleichenden Endlager oder nicht. Läge zum Beispiel das Vorkommnis eines Förderkorbabsturzes in einer 1-Seil-Förderanlage vor, so ergäbe sich die Frage, ob dies bspw. auf die 8-Seil-Förderanlage im Endlager Konrad zu übertragen wäre. Bei anderen Komponenten wie z. B. konventionellen dieselgetriebenen Fahrzeugen, ist dies ggfs. leichter zu beantworten. Bei der Frage nach den Umgebungsbedingungen sind je nach vorliegendem Fall ganz unterschiedliche Größen zu bewerten, etwa Temperatur, Luftfeuchtigkeit oder geologische Gegebenheiten. Unter technischen und regulatorischen Randbedingungen können Hubhöhen, Geschwindigkeitsbegrenzungen und Ähnliches betrachtet werden. Beim Alterungsmanagement sind unter Anderem Wartungsintervalle zu berücksichtigen, die es ggf. erlauben, bspw. einen spröde gewordenen Werkstoff zu detektieren, bevor er nachgibt und bricht. Die Ähnlichkeit von Betriebsabläufen kann ebenfalls relevant sein, wenn z. B. eine bestimmte Reihenfolge von aufeinander folgenden Arbeitsschritten wesentlich ist. Die gelebte Sicherheitskultur in einem Betrieb, der mit radioaktiven Abfällen umgeht, mag etwa durch regelmäßige Schulungen gegenüber einem konventionellen Betrieb gesteigert sein. Die geforderte Qualität von in Komponenten verwendeten Werkstoffen sowie deren Prüfung vor dem Einsatz könnte ebenfalls zu positiven Betriebserfahrungen beitragen.

Die oben genannten Kriterien sind beispielhaft zu verstehen und je nach betrachtetem Ereignis mehr oder weniger relevant. Die gelebte Sicherheitskultur etwa hat höchstens einen nachgeordneten Einfluss auf einen möglichen Löserfall unter Tage. Sie kann aber bedeutsam werden, wenn z. B. Vorschriften missachtet werden. Bei z. B. einem Seilriss aufgrund eines Materialfehlers, haben die Qualität der verwendeten Werkstoffe und die Werkstoffprüfung einen großen Einfluss, eine technische Begrenzung wie etwa eine Hubhöhenbeschränkung hingegen nicht. Welche Kriterien heranzuziehen sind, ist somit je nach Einzelfall spezifisch. Ebenso können die betrachteten Kriterien eine unterschiedliche Wichtung besitzen. Für die Kollision von Fahrzeugen aufgrund eines Fahrfehlers könnten unter Anderem sowohl die Umgebungsbedingungen als auch die Sicherheitskultur verantwortlich sein. Welche Kriterien besonders relevant sind, kann variieren.

Wie oben erläutert sind je nach betrachteter Betriebserfahrung unterschiedliche Informationen relevant. Dabei ist zu beachten, dass evtl. die gewünschten Informationen nicht verfügbar sind. Wenn beispielweise Informationen über die Brandanfälligkeit eines Elektrofahrzeugs eingeholt werden sollen, könnte es sein, dass es keine dokumen-

tierten Brände bei Elektrofahrzeugen, sondern nur zu Dieselfahrzeugen gibt. Dann ist die Frage zu klären, ob diese Daten verwendet werden sollen, da beide Fahrzeugarten unterschiedliche Brandlasten und Brandauslösungsmechanismen haben. Diese unterschiedliche Motorisierung der Fahrzeuge wird vom Kriterium „Ausrüstung“ erfasst und ist bei Verwendung der Daten nachvollziehbar zu dokumentieren.

Ob vorhandene Daten als Betriebserfahrung heranzuziehen sind, kann sich auch nach der Sicherheitsrelevanz des Ereignisses richten. So ist ein Ereignis mit großer sicherheitstechnischer Relevanz ggfs. vorrangig zu analysieren, auch wenn es in einer Anlage aufgetreten ist, die große Unterschiede zum betrachteten Endlagersystem aufweist.

Da die Bewertung von Daten zur Nutzung als Betriebserfahrung nicht trivial ist und von vielen Kriterien und vom jeweiligen Einzelfall abhängt, kann eine quantitative Bewertung nur schwer realisiert werden und wäre kaum belastbar. Es empfiehlt sich viel eher eine qualitative Bewertung mit nur wenigen Abstufungen. Möglich wäre z. B. eine jeweilige Einteilung der Güte von Betriebserfahrungen in die Niveaus „gut“, „mittel“ und „schlecht“. Eine solche Einordnung könnte anhand der zuvor aufgeführten und ggfs. weiteren Kriterien erfolgen. Z. B. wäre es denkbar, wenn die relevanten Kriterien mit „gut“ bewertet werden, die Übertragbarkeit als gegeben anzusehen und die Qualität der Daten für das betrachtete Endlager als „gut“ einzustufen. Ist hingegen eine Ähnlichkeit nicht ersichtlich, sollten solche Daten besser außer Acht gelassen werden, es sei denn die sicherheitstechnische Relevanz des Ereignisses ist so groß und es sind keine höherwertigen Informationen verfügbar, dass eine weitere Analyse auch dieser Daten angebracht erscheint.

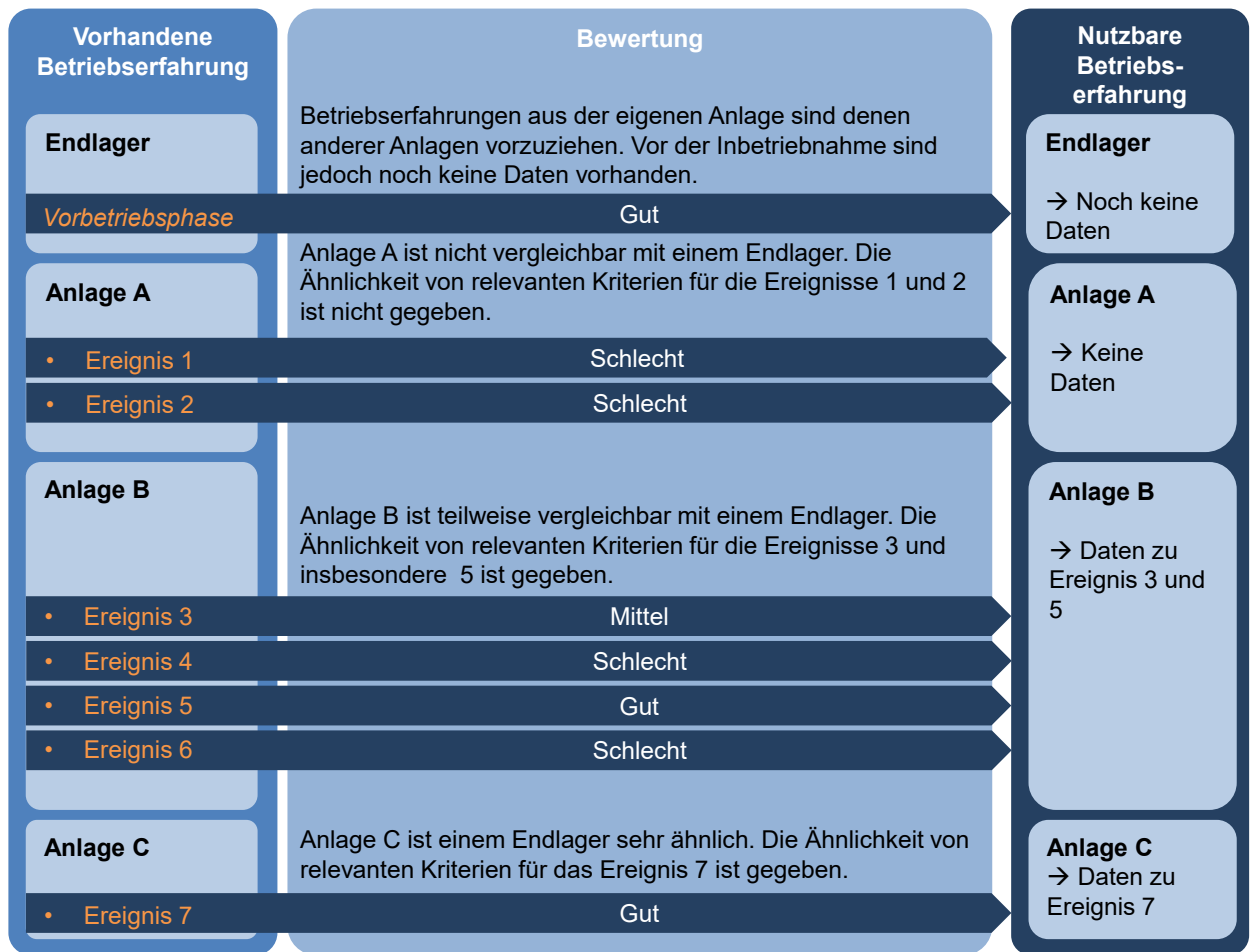


Abb. 4.2 Vorschlag für eine mögliche Vorgehensweise bei der Bewertung von Betriebserfahrung

In Abb. 4.2 ist die vorgeschlagene Vorgehensweise grafisch dargestellt. Von vorhandenen Daten verschiedener Anlagen aus Betriebsstörungen und Störfällen ausgehend, werden die Anlagen und die zugehörigen beeinflussenden Kriterien betrachtet und bewertet, inwiefern diese den im Endlager vorzufindenden Bedingungen entsprechen, ähneln oder aber nicht vergleichbar sind. Ausgehend davon muss für jedes Ereignis spezifisch bewertet werden, ob dies gut, mittel oder schlecht übertragbar ist. Es wird folgendes Beispiel betrachtet: Ereignis 3 könnte der Absturz eines Containers von einem Kran über Tage sein. Anlage B sei eine Untertagedeponie für Sonderabfall, etwa quecksilberhaltige Abfälle oder Vergleichbares. Anlage B weist somit einige Ähnlichkeiten zu einem Endlager auf. In beiden Anlagen kommen Abfälle in Containern per Bahn oder LKW an, werden verladen, nach unter Tage gebracht und dort eingelagert. Für das betrachtete Ereignis gibt es Ähnlichkeiten z. B. im Hinblick auf die Sicherheitskultur und die Wartungsintervalle. Dennoch ist die Übertragbarkeit nur eingeschränkt gegeben, wenn das Hebezeug in der Deponie eine andere Technik zur Fixierung des Con-

ainers verwendet als im betrachteten Endlager. Die Übertragbarkeit würde in diesem Fall beispielsweise mit „mittel“ bewertet werden. Insgesamt lassen sich Daten für die Nutzung als Betriebserfahrung nicht rein objektiv und quantitativ bewerten, die Bewertung ist viel eher spezifisch für den Einzelfall und von qualitativer Natur.

5 Einbindung probabilistischer Werkzeuge in die Störfallanalyse

Deterministische Analysen sind spezifische Festlegungen von Auslegungs- und Ausführungsanforderungen, die ohne explizite Berücksichtigung von Wahrscheinlichkeitsaspekten getroffen werden. Dazu gehören z. B. /ÖKO 05/:

- Belastungen, Bemessungsgrößen
- zu berücksichtigende Ereignisse, Szenarien
- Berechnungsvorschriften, Schutzvorkehrungen
- Postulate, Randbedingungen.

Das „technische“ Regelwerk in Deutschland ist vom Grundsatz her deterministisch aufgebaut. Dementsprechend haben auch deterministische („consequence based“) Verfahren im Risikomanagement der deutschen Industrie Tradition, um Störfälle abzuschätzen und deren Wahrscheinlichkeit zu beschreiben. Nachvollziehbarkeit und Transparenz der deterministischen Festlegungen sind dabei nicht immer gegeben. Unsicherheiten werden meist mit konservativen Annahmen abgedeckt, was zur Folge hat, dass daraus resultierende Sicherheitsmargen im Allgemeinen nicht explizit ausgewiesen werden können. Vorteile der deterministischen Vorgehensweise sind darin zu sehen, dass mit dieser Methode eindeutige Aussagen bezogen auf die Einhaltung spezifizierter Werte möglich sind und ggf. Schlussfolgerungen zum Sicherheitsniveau gezogen werden können /ÖKO 05/.

Ziel probabilistischer Verfahren ist es, die Konsequenz aus Daten-, Modell- und Prognoseungewissheiten auf die jeweilige Untersuchungskenngröße zu ermitteln. Bei probabilistischen Verfahren resultieren Modellunsicherheiten aus Kenntnislücken und Vereinfachungen. Daten werden im Wesentlichen aus der Betriebserfahrung gewonnen, die zumeist unzureichend für eine statistisch abgesicherte Aussage ist. Die Ergebnisse probabilistischer Analysen können mit sehr großen Ergebnisunsicherheiten behaftet sein. Dementsprechend sind Unsicherheitsangaben und Festlegungen zur Akzeptanz von Unsicherheiten erforderlich /ÖKO 05/.

Nach /BMU 05/ sind außerhalb von Deutschland probabilistische Verfahren „risk based“ in wichtigen Industrieländern etabliert.

Dem Grund nach sind diese Aussagen zum deterministisch dominierten Regelwerk und den Unsicherheiten bei probabilistischen Verfahren auch auf nach Atomgesetz betriebene Anlagen wie KKW und Endlager übertragbar. Auch in der Kerntechnik werden deterministische Grundprinzipien verwendet (defence-in-depth, Redundanz, Diversität). Entsprechend gibt es die deterministisch geprägte Vorgehensweise im Rahmen der Störfallanalyse und eine probabilistisch aufgebaute Betrachtung als Ergänzung für die Gesamtanlagenbewertung bezüglich der Ausgewogenheit der Anlagenauslegung gegen Störfälle.

Die Vorgehensweise bei der Störfallanalyse für Endlager in Deutschland ist an die Störfallanalyse für Kernkraftwerke /BFS 83/ angelehnt. Die ersten beiden Schritte der Störfallanalyse sind die Ereignisanalyse und die Ereignisbewertung. Die Ereignisanalyse umfasst die systematische Untersuchung des Endlagersystems nach potenziellen sicherheitsrelevanten Ereignissen (Betriebsstörungen und unerwünschte Ereignisse). In der Ereignisbewertung werden die aus der Ereignisanalyse hervorgehenden Ereignisse hinsichtlich sicherheitstechnischer Relevanz (Auswirkungen) und Eintrittswahrscheinlichkeit bewertet. Neben der deterministischen Bewertung wurde bspw. für das Endlager Konrad ergänzend eine probabilistische Anlagenbewertung durchgeführt. Diese probabilistische Anlagenbewertung hat die Ergebnisse aus der deterministischen Bewertung unterstützt.

Deterministische Auslegungs- und Sicherheitsbewertungskonzepte gehen von der Annahme aus, dass bis zum Auslegungsniveau absolute Sicherheit gegeben ist, während jenseits dieses Punktes ein vollständiges instantanes Versagen der Anlage erfolgt. Auch wenn sich dieses Konzept insbesondere für Auslegungszwecke in der Praxis bewährt hat, entspricht die zugrunde liegende Annahme nicht der Realität. Einerseits kann auch unterhalb des Auslegungsniveaus ein Versagen nicht vollständig ausgeschlossen werden - auch wenn die Wahrscheinlichkeit hierfür gering ist. Andererseits besteht in der Praxis auch oberhalb des Auslegungsniveaus noch eine gewisse Wahrscheinlichkeit, dass die Integrität und ggf. auch die Funktion von Bauwerken, Systemen und Komponenten (BSK, im Englischen Structures, Systems and Components, SSC) erhalten bleibt /RSK 12/.

Mit probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA, im Englischen Probabilistic Safety Assessment oder – insbesondere in den USA – auch Probabilistic Risk Assessment, PRA) kann die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten eines vordefinierten Schadensze-

narios quantifiziert werden, da im Gegenzug zu deterministischen Methoden in der Probabilistik keine konservativen Annahmen einfließen.

In diesem Kapitel soll überprüft werden, in wie weit Werkzeuge aus der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für Kernkraftwerke insbesondere in die Ereignisbewertung der Störfallanalyse für Endlager integriert werden können und damit die deterministisch geprägte Störfallanalyse mit einem probabilistischen Ansatz zusammengeführt werden kann.

Dazu werden zunächst die methodischen Vorgehensweisen der PSA für Kernkraftwerke beschrieben und die dabei zum Einsatz kommenden Werkzeuge erläutert. Anschließend erfolgt eine Bewertung hinsichtlich der Einbeziehung insbesondere in die Ereignisbewertung der Störfallanalyse. Ziel ist es, dass verstärkt probabilistische Methoden und Werkzeuge in die Störfallanalyse einzubinden und mit dem bisherigen deterministischen Ansatz der Störfallanalyse zu verknüpfen. Es wird erwartet, dass dadurch eine nachvollziehbare Ermittlung von Eintrittswahrscheinlichkeiten und damit eine systematischere, nachvollziehbarere und realistischere Bewertung von Ereignissen erreicht werden kann.

5.1 Schnittstellen Probabilistik / Deterministik

Im Folgenden wird zunächst die deterministische Störfallanalyse beschrieben. In Abb. 5.1 ist der strukturelle Ablauf der Störfallanalyse in Deutschland am Beispiel der Störfallanalyse Konrad dargestellt. Für eine vollständige Beschreibung der deterministischen Störfallanalyse wird auf /HAR 15/ verwiesen. Anschließend werden Schnittstellen der deterministischen Analyse mit der Probabilistik aufgezeigt.

Im Rahmen der Ereignisbewertung werden die aus der Ereignisanalyse stammenden Ereignisse (potenzielle Störfälle) bewertet. Im Beispiel der Störfallanalyse für das Endlager Konrad wurde ein qualitativ-deterministischer Ansatz zur Bewertung genutzt.

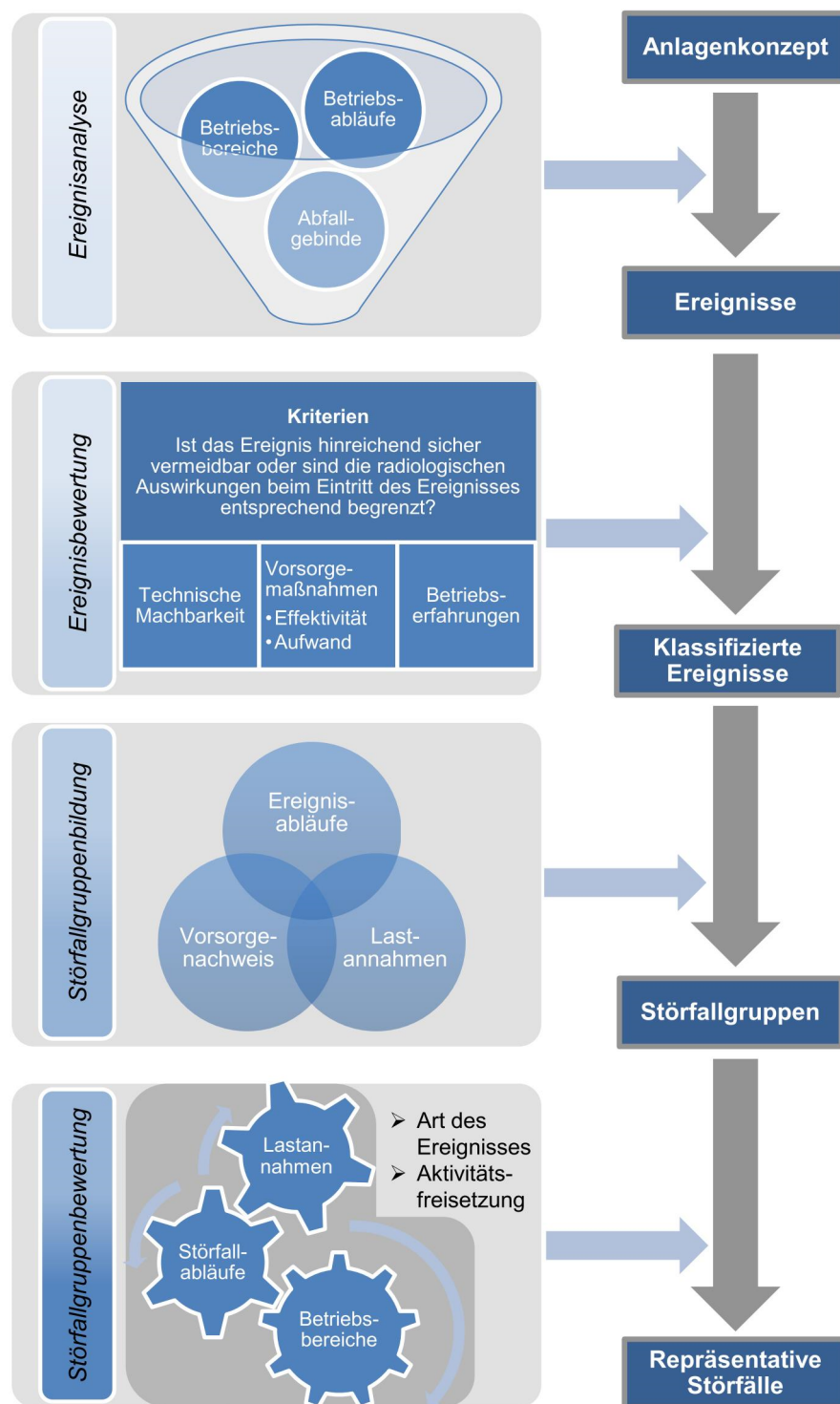


Abb. 5.1 Systematischer Ablauf der deterministischen Störfallanalyse in Deutschland /HAR 15/

Wie in Kap. 3.4.7 bereits beschrieben, wurden die Ereignisse bei der Störfallanalyse Konrad den Klassen 1 oder 2 zugeordnet. In Klasse 1 werden Ereignisse eingeordnet, „die in ihren radiologischen Auswirkungen durch die Auslegung der Anlage bezie-

hungsweise der Abfallbinde begrenzt werden.“ Der Klasse 2 werden Ereignisse zugeordnet, „die durch Auslegungsmaßnahmen an der Anlage beziehungsweise den Abfallbinden vermieden werden.“ Bei einem Ereignis der Klasse 2 werden also Ursache, Ablauf und Lasten durch eine entsprechende Anlagenauslegung so angepasst, dass das Ereignis nicht eintreten kann. Bei einem Ereignis der Klasse 1 werden die Auswirkungen des Ereignisses derart begrenzt, dass die Grenzwerte gemäß StrlSchV eingehalten werden /BFS 96/.

In den deterministischen Ansatz der Störfallanalyse Konrad ist bei der Klassifizierung der Störfälle im Sinne festgelegter maximaler Eintrittshäufigkeiten (s. auch Kap. 3.4.7) ein probabilistisches Element eingeflossen. Es wurden Ereignisse aufgrund ihrer sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeit (unwahrscheinliches Ereignis, Restrisikobereich) ausgeschlossen. Die Verifizierung dieser Häufigkeiten erfolgte in einer ergänzend durchgeführten probabilistischen Analyse.

Die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit eines Ereignisses (eines potenziellen Störfalls) erfolgt zunächst durch argumentativ-begründete (deterministische) Festlegungen. D. h. Ereignisse können bspw. qualitativ-argumentativ als vermeidbar angesehen werden. Als qualitative Argumente dienen dabei bspw. Maßnahmen zur Vermeidung von Ereignissen. Die qualitativ-argumentierte Einschätzung und Bewertung wird auch als Expert Judgement bezeichnet.

Um quantitative Eintrittshäufigkeiten zu erhalten, gibt es die Möglichkeit mit statistisch gesicherten Daten probabilistische Berechnungen durchzuführen, wie es bspw. im Rahmen der probabilistischen Anlagenbewertung Konrad /KRE 89/ gemacht wurde. Statistisch gesicherte Daten stammen aus Betriebserfahrung, vorzugsweise aus der eigenen Anlage. Eine andere Möglichkeit ist die Durchführung einer probabilistischen Analyse. D. h. mit Hilfe von Werkzeugen wie Fehlerbäumen und Ereignisablaufdiagrammen werden die Eintrittshäufigkeiten für Ereignisse ermittelt. Dabei werden ebenfalls statistisch gesicherte Daten als Eingangsdaten benötigt, die sich jedoch auf untergeordnete Komponenten beziehen. D. h. ein Fehlerbaum benötigt statistisch gesicherte Daten für den Ausfall von Komponenten und Systemen, die dem betrachteten Systemausfall (TOP-Ereignis) untergeordnet sind. Letztere Vorgehensweise ist nur nötig, wenn keine anwendbaren statistisch gesicherten Daten für Hauptkomponenten (TOP-Ereignis) für Berechnungen vorhanden sind. Diese probabilistischen Analysen können zusätzlich mathematisch-probabilistisch berechnet werden, d. h. über die zufällige Auswahl (Monte-Carlo Simulation) der Eingangsparameterwerte, über einen gewissen

vorgegebenen Schwankungsbereich (Unsicherheit). Die Berechnung erfolgt wiederholt mit unterschiedlichen Eingangsparameterwerten (Einzeleintrittshäufigkeiten). Folglich ergeben sich mehrere Ergebnisse für die Gesamteintrittshäufigkeit, die zusammen einen „Ergebnisbereich“ in Form einer Wahrscheinlichkeitsdichteverteilung ergeben.

Im Folgenden soll die Gegenüberstellung von deterministischen und probabilistischen Berechnungen an einem Beispiel deutlich gemacht werden.

Für die Ermittlung der Auswirkungen für das Ereignis „Absturz eines Abfallgebindes“ werden u. a. die Eingangsparameter Absturzhöhe und Gebindemasse benötigt. Im Rahmen der konservativ-deterministischen Ermittlung der Auswirkungen würde die höchstmögliche Position des Abfallgebindes für die Absturzhöhe und das maximal mögliche Gewicht des Abfallgebindes als Gebindemasse eingesetzt. Diese Berechnung resultiert in exakt einem Ergebniswert für den Energieeintrag in das Abfallgebäude. Im Gegensatz dazu würde die probabilistische Ermittlung der Auswirkungen über die zufällige Auswahl (Monte-Carlo Simulation) der Eingangsparameterwerte, über einen gewissen vorgegebenen Schwankungsbereich (Unsicherheit), erfolgen. Die Berechnung erfolgt mehrmals mit unterschiedlichen Eingangsparameterwerten (Hubhöhe des Abfallgebindes und Gebindemasse). Folglich ergeben sich mehrere Ergebnisse für den Energieeintrag auf das Gebinde, die zusammen einen „Ergebnisbereich“ in Form einer Wahrscheinlichkeitsdichteverteilung ergeben.

Auch die deterministisch geprägte Störfallanalyse Konrad enthält bereits probabilistische Elemente, indem Ereignisse aufgrund ihrer Unwahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden. D. h. es fließen in begrenztem Umfang Wahrscheinlichkeiten in die Ereignisauswahl ein.

5.2 Probabilistische Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke

Nach dem Stand von W&T gehören probabilistische Sicherheitsanalysen zur Sicherheitsbeurteilung von im Betrieb befindlichen Kernkraftwerken /BFE 05/. Die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) für Kernkraftwerke wird neben dem deterministischen Ansatz zur Bewertung der Sicherheit von Kernkraftwerken genutzt. Dabei dient die PSA der Bewertung der Ausgewogenheit der Anlagenauslegung. Entsprechend ihrer Prüfreichweite werden PSA in drei Phasen unterteilt /GRS 17/:

- PSA der Stufe 1
- PSA der Stufe 2
- PSA der Stufe 3.

Die Stufen 1 und 2 einer PSA sind integraler Bestandteil der (periodischen) Sicherheitsüberprüfungen (SÜ) für Kernkraftwerke, wobei Stufe 1 jeweils für Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb durchgeführt werden muss. Stufe 2 ist nur für den Leistungsbetrieb durchzuführen.

Im Rahmen einer PSA der Stufe 1 wird typischerweise die Kernschadenshäufigkeit (Core Damage Frequency, CDF), als Maß für die Eintrittswahrscheinlichkeit eines (zunächst anlageninternen) Unfallszenarios ermittelt. Die PSA der Stufe 2 dient dazu, Häufigkeiten der Szenarien zu berechnen, die von einem beginnenden Kernschaden bis zu Freisetzungen von Radioaktivität führen /GRS 17/. Da aus Kernschadensszenarien abhängig von den konkreten Randbedingungen unterschiedliche Freisetzungsszenarien hinsichtlich des Freisetzungszeitpunkts und der freigesetzten Menge des radioaktiven Materials resultieren können, wird zur besseren Vergleichbarkeit und der Bedeutung für anlagenexterne Notfallmaßnahmen bei Kernkraftwerken häufig auf die Wahrscheinlichkeit einer großen frühen Freisetzung (Large Early Release Frequency, LERF) Bezug genommen /GRS 17/.

Die Quantifizierung der Eintrittswahrscheinlichkeit für solche Schadens- bzw. Freisetzungsszenarien eröffnet prinzipiell auch die Möglichkeit, das mit dem Betrieb einer (kerntechnischen) Anlage verbundene Restrisiko zu quantifizieren. Hierbei ist jedoch zu beachten, dass die zahlenmäßigen Ergebnisse einer PSA (Häufigkeiten) stark von der jeweils gewählten Vorgehensweise bei der Analyse und den einfließenden Annahmen (Randbedingungen) abhängen. Insofern ist der Hauptnutzen der PSA in der verbesserten Kenntnis der betreffenden Anlage und der Identifikation von Schwachstellen in der Anlagenauslegung zu sehen /GRS 17/.

In PSA der dritten Stufe werden verschiedene Szenarien der Ausbreitungen freigesetzter radioaktiver Stoffe ermittelt. So können die radiologische Belastung für die Umwelt im Hinblick auf Häufigkeit, Ausbreitung und Ausmaß sowie die Strahlenbelastung der Bevölkerung in Form von Dosiswerten bestimmt werden /GRS 17/.

Am häufigsten finden PSA der Stufe 1 und 2 in der Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken Anwendung. Dabei ist zu beachten, dass die zahlenmäßigen Ergebnisse für sich genommen noch kein Maß für die Sicherheit einer Anlage darstellen und insbesondere auch keinen Vergleich zwischen unterschiedlichen Anlagen zulassen. Der Grund dafür ist, dass PSA sich in zahlreichen Aspekten unterscheiden. Ohne Anspruch auf Vollständigkeit seien hier die folgenden Faktoren beispielhaft genannt:

- Detaillierungsgrad der Modellierung der Anlage
- Spektrum der betrachteten Ausgangsszenarien (z. B. Berücksichtigung von Erdbebeneinwirkungen oder anlageninternen Bränden)
- Vollständigkeit der betrachteten Fehler- und Ereignisbäume
- berücksichtigte Randbedingungen (z. B. Durchführbarkeit von Handmaßnahmen)
- Annahmen die erforderlich sind, um Kenntnislücken zu schließen
- konservative Annahmen zur Vereinfachung des Rechenmodells.

Eine weitere Einschränkung, die bei der Beurteilung der Aussagekraft einer PSA zu berücksichtigen ist, ergibt sich daraus, dass Ereignisse, deren Eintrittswahrscheinlichkeiten sich nicht zu bestimmen ist, nicht berücksichtigt werden können. Insbesondere bewusst oder vorsätzlich verursachte Ereignisse, wie terroristische Angriffe, können damit nicht in eine PSA einbezogen werden /GRS 17/.

Voraussetzung für die Durchführung einer PSA für KKW ist der Zugang zu detaillierten anlagenspezifischen Informationen über Aufbau, Funktionen und Wirksamkeiten der betrachteten Komponenten und Systeme. Dazu zählen auch die jeweils zugehörigen Bedienungsmaßnahmen. I. d. R. sind diese Informationen der Anlagendokumentation zu entnehmen. Die Anlagendokumentation setzt sich u. a. aus Systembeschreibungen, Schaltplänen, Betriebs- und Prüfhandbüchern sowie ggf. Notfallhandbüchern zusammen. Weiterhin umfasst die Dokumentation Analysen zu Störfällen, die bei der Auslegung der Anlage zugrunde gelegt wurden (Auslegungsstörfälle). Als nützliche Informationen für die PSA können Betriebserfahrungen und Anlagenbegehungen herangezogen werden /BFS 05/.

Nachfolgend werden Schritte aus der PSA Stufe 1 für Kernkraftwerke vorgestellt und anschließend die Nutzbarkeit im Rahmen der Störfallanalyse geprüft. Es werden folgende Werkzeuge und Teilstücke der PSA betrachtet:

- Ereignisablaufanalyse
- Fehlerbaumanalyse
- Abhängige Ausfälle
- Human Reliability Analysis.

Ereignisablaufanalyse

Die Ereignisablaufanalyse dient zur Beschreibung und Bewertung von Ereignisabläufen. Ein Ereignisablaufdiagramm (Ereignisbaum) bietet eine übersichtliche Darstellung eines Ereignisablaufes mit seinen möglichen Verzweigungen und logischen Zusammenhängen /DIN 85/. Für die Aufstellung eines Ereignisbaums ist es notwendig, die Systemfunktionen und präventiven Notfall-Systemfunktionen zu bestimmen, die die Beherrschung eines Ereignisablaufes unterstützen /BFS 05/. Die Ereignisse können zu den drei Anlagenendzuständen sicherer Anlagenzustand, Gefährdungszustand und Kernschadenzustand führen. Eine Liste auslösender Ereignisse bildet die Grundlage für die Ereignisablaufanalyse. Ziel ist die vollständige Erfassung der auslösenden Ereignisse, die einen wesentlichen Beitrag zu den zu berechnenden Häufigkeiten von Gefährdungs- und Kernschadenzuständen leisten. Auslösende Ereignisse und deren Ereignisabläufe müssen nicht im Detail analysiert werden /BFS 05/. Die Unterscheidung der Ereignisse, mit wesentlichen oder vernachlässigbaren Beitrag für diese Häufigkeiten erfolgt anhand von zwei Abschneidekriterien /BFS 05/.

- Kombination von Ereignissen, wenn sie zur Kernschaden- bzw. Gefährdungshäufigkeit in Summe nicht mehr als 20 % beitragen
- Einzelereignisse, wenn sie zur Kernschaden- bzw. Gefährdungshäufigkeit nicht mehr als 10 % beitragen.

Ob die Abschneidekriterien zutreffen, darf abgeschätzt werden, d. h. es ist keine vertiefte Analyse notwendig. Werden auslösende Ereignisse nicht im Detail analysiert, ist deren abgeschätzter Beitrag zur Kernschadens- bzw. Gefährdungshäufigkeit weiterhin zu berücksichtigen /BFS 05/.

Nachdem das Spektrum an auslösenden Ereignissen zusammengestellt ist, kann mit der Ereignisablaufanalyse begonnen werden. Ereignisablaufanalysen sind in der DIN 25419 /DIN 85/ genormt. Um einen Ereignisbaum im Rahmen der Ereignisab-

laufanalyse erstellen zu können, müssen für jedes auslösende Ereignis die sicherheitstechnisch relevante Funktion der Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie die Handmaßnahmen identifiziert werden. D. h. es werden diejenigen Funktionen identifiziert, die jeweils der Beherrschung des Ereignisablaufes und damit der Vermeidung eines Gefährdungs- bzw. Kernschadenzustandes dienen. Diese Funktionen werden als Systemfunktionen bezeichnet /BFS 05/.

Ein Ereignisablaufdiagramm wird erstellt, indem, ausgehend von einem der zuvor ermittelten auslösenden Ereignisse, die Systemfunktionen abgefragt werden /BFS 05/. Beginnend mit dem auslösenden Ereignis (Anfangsereignis) wird dessen Wirkung auf die Betrachtungseinheit als Linie (Wirkungslinie) im Ereignisbaum dargestellt. Die Reaktion der Betrachtungseinheit muss festgestellt werden /DIN 85/. D. h. bei jeder der zugehörigen Systemfunktionen wird zwischen Funktion und Ausfall unterschieden und das Ereignisablaufdiagramm um eine Verzweigung erweitert /BFS 05/. Es können je nach Kombination eines auslösenden Ereignisses und der möglichen Zustände der Systemfunktionen bestimmte Endzustände erreicht werden /BFS 05/. Um das Diagramm zu vereinfachen, können Wirkungslinien ggfs. über ein ODER-Symbol zusammengefasst werden /DIN 85/.

Um eine Wahrscheinlichkeit für den Ausfall einer Systemfunktion, einer präventiven Notfall-Systemfunktion oder einer Personalhandlung zu erhalten, kann die Fehlerbaumanalyse verwendet werden /BFS 05/.

Fehlerbaumanalyse

Die Fehlerbaumanalyse ist eine Methode um logische Verknüpfungen von Komponentenausfällen, die zu einem unerwünschten Ereignis führen, zu ermitteln und die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall eines Systems zu bestimmen /DIN 81/, /BFS 05/. Das Vorgehen bei der Fehlerbaumanalyse ist in DIN 25424 genormt /DIN 81/.

Zur Aufstellung des Fehlerbaums ist eine genaue Kenntnis des Systems notwendig. Die Informationen können in den nachfolgenden Schritten mit Hilfe einer Systemanalyse zusammengetragen werden /BFS 05/, /DIN 81/:

- Für die Systemfunktionen ist festzustellen, welche Leistungen des Systems die notwendige Funktion erfüllen und welche Abweichungen davon zu einem Versagen des Systems führen.

- Es sind die Umgebungsbedingungen zu identifizieren, die einzuhalten sind, um die Systemfunktion sicherzustellen. Weiterhin sind die technischen Einrichtungen festzustellen, die für das Einhalten der Umgebungsbedingungen benötigt werden. Dabei sind jeweils Parameterwerte zu ermitteln, für die das jeweilige System ausgelegt ist.
- Hilfssysteme wie bspw. Energie- und Medienversorgung, die zur Funktionsfähigkeit der Systeme beitragen sind zu identifizieren.
- Einzelkomponenten sind zu Betrachtungseinheiten zusammenzufassen, deren Ausfallverhalten nach komponententypischen Ausfallarten bekannt und durch Daten belegbar ist.
- Die Betriebsweise des Systems ist zu ermitteln. Dazu zählt die Organisation und das Verhalten des Systems bei Tests, Inspektionen, Wartung, Normalbetrieb usw..

Handmaßnahmen bzw. Personalhandlungen können im Ereignisbaum und im Fehlerbaum eine Systemfunktion darstellen, wenn das Eingreifen einer Person, nach Betriebshandbuch (BHB) bzw. Störfallhandbuch erforderlich ist. Eine Personalhandlung kann außerdem eine Ersatzhandlung für eine Systemfunktion darstellen (z. B. Handbedienung von Armaturen) oder Kurzreparaturen von defekten Komponenten /BFS 05/.

Es wird zwischen drei unterschiedlichen Ausfallklassen unterschieden /BFS 05/:

- Kommandierter Ausfall: Ausfall bei intakter Komponente durch nicht verfügbare Schnittstellen (z. B. Medien, Signale, Energie)
- Sekundärausfall: Ausfall einer Komponente durch unzulässige Umgebungsbedingungen (z. B. fehlendes Kühlmedium, unzulässige Umgebungstemperatur, Überflutung, Feuchtigkeit)
- Primärausfall: Ausfall der Komponente durch technisches Versagen (Spontanausfall). Schnittstellen sind erfüllt und Einsatzbedingungen sind zulässig.

Das Ereignisablaufdiagramm bestimmt die Systemfunktionen, deren Ausfälle durch eine Fehlerbaumanalyse zu untersuchen sind /BFS 05/. Der Fehlerbaum stellt ein Modell des betrachteten Systems, untergliedert in seine Komponenten, dar. Die Darstellung im Fehlerbaum beginnt immer mit einem unerwünschten Ereignis. Im Rahmen der PSA dies den Ausfall einer Systemfunktion. Der Ausfall einer Systemfunktion ist damit das sogenannte TOP-Ereignis und steht an der Spitze des Fehlerbaums. Durch logische

Verknüpfungen wie UND und ODER wird das Top-Ereignis mit den darunter stehenden Unterereignissen verknüpft. Dies erfolgt bis auf die Ebene der Basisereignisse. Basisereignisse dürfen untereinander keine funktionellen Abhängigkeiten besitzen. Die Ebene der Basisereignisse stellt zusätzlich eine Komponentenebene da, deren Daten in statistisch gesicherter Form vorliegen /BFS 05/. Der prinzipielle Aufbau eines Fehlerbaums ist in Abb. 5.2 zu dargestellt. Dabei sind beispielhaft die UND- sowie die ODER-Verknüpfung verwendet worden. An den gestrichelten Linien wurde das Diagramm der Übersichtlichkeit halber nicht fortentwickelt.

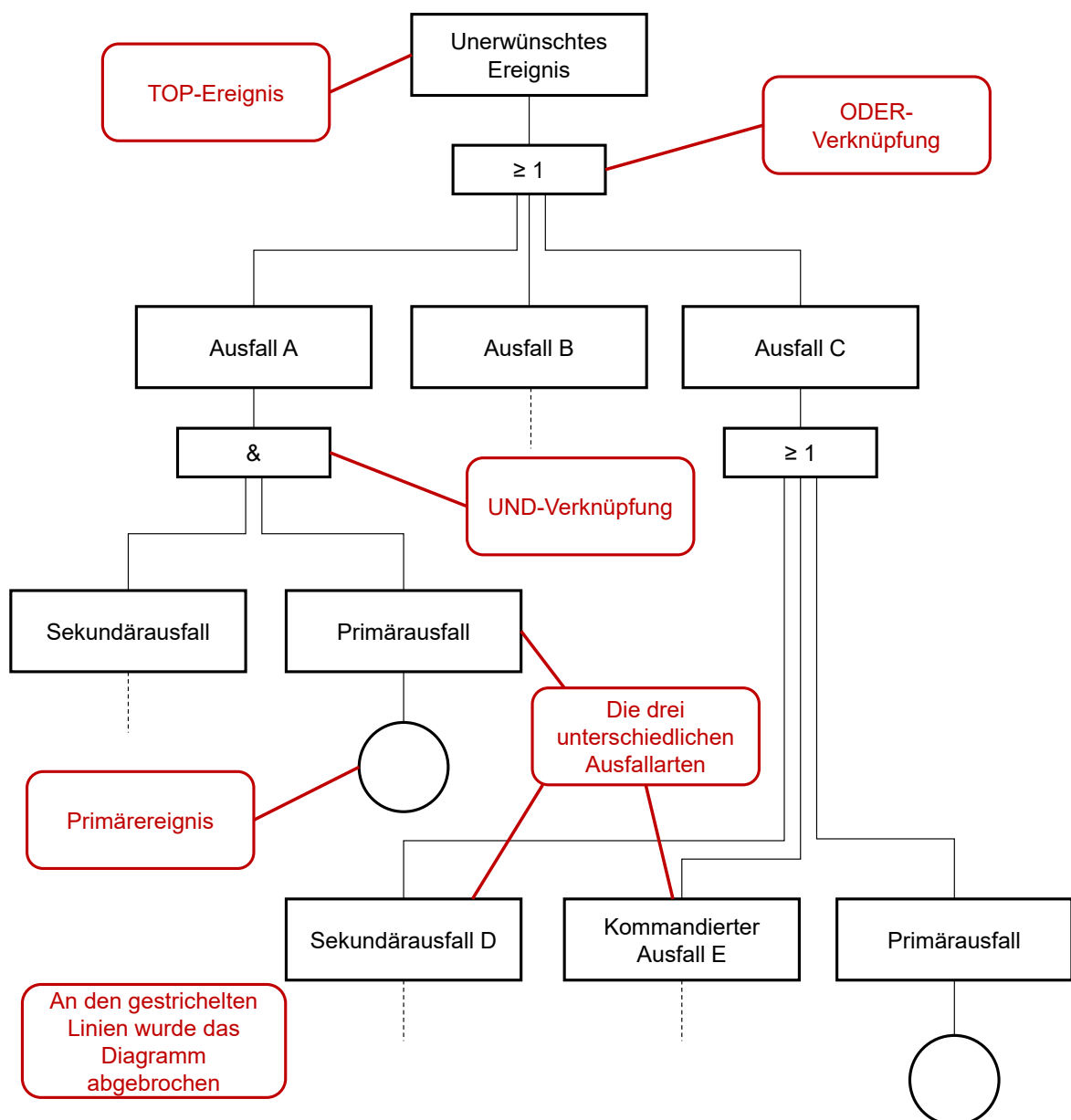


Abb. 5.2 Prinzipieller Aufbau eines Fehlerbaumes

Erklärungen der Symbole sind in Rot dargestellt.

Abhängige Ausfälle

Im vorangegangenen Abschnitt wurden verschiedene Ausfallklassen vorgestellt. Es wurden die unabhängigen Primärausfälle erläutert sowie die Sekundär- und kommandierten Ausfälle dargelegt, die zu abhängigen Ausfällen führen können. Eine nicht erfüllte Schnittstelle, die mehrere Komponenten bedient, kann z. B. die Ursache eines abhängigen Ausfallverhaltens sein /BFS 05/. Des Weiteren besteht die Möglichkeit, dass zwei oder mehrere ähnliche oder baugleiche Komponenten wegen einer in den Komponenten vorhandenen gemeinsamen Ursache ausfallen können. Diese Ausfälle werden als gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA) bezeichnet /BFS 05/. Die abhängigen Ausfälle lassen sich in die drei Kategorien

- Sekundärausfälle
- Kommandierte Ausfälle
- Gemeinsam verursachte Ausfälle

einteilen. Sekundärausfälle und kommandierte Ausfälle sind so weit wie möglich mittels einer differenzierten Fehlerbaumanalyse zu berücksichtigen /BFS 05/. GVA sind in einer gesonderten Analyse zu betrachten. Dafür werden die Komponenten, die von einem gemeinsam verursachten Ausfall betroffen sein können, in Gruppen zusammengefasst, für die ein gemeinsamer Ausfall modelliert wird /LEB 17/, /BFS 05/. Dies betrifft z. B. /BFS 05/:

- Komponenten gleicher Bauart / des gleichen Baumusters eines Herstellers
- Komponenten mit einzelnen typgleichen Betriebsmitteln eines Herstellers oder baugleiche Baugruppen
- Komponenten, für die ein unabhängiges Verhalten wegen ihres geringen Beitrages zur Systemnichtverfügbarkeit nicht modelliert wurden.

Anschließend werden die Ausfallwahrscheinlichkeiten einschließlich der zugehörigen Unsicherheiten aus Betriebserfahrung mit Hilfe von mathematischen Modellen bestimmt /LEB 17/. Problematisch ist, dass GVA-Ereignisse selten sind und deshalb hierzu häufig geringe Betriebserfahrungen vorliegen /LEB 17/. Aus diesem Grund müssen in der Regel auch Ausfälle berücksichtigt werden, die in anderen Anlagen aufgetreten sind. Diese müssen hinsichtlich ihrer Übertragbarkeit auf die betrachtete Anlage überprüft werden. Bspw. sind in anderen Anlagen beobachtete Ereignisse nicht übertrag-

bar, weil sie z. B. nur unter ganz bestimmten Umgebungsbedingungen auftreten, die in der betrachteten Anlage nicht herrschen /BFS 05/.

Human Reliability Analysis

Die Analyse von Maßnahmen des Betriebspersonals stellt ein Element in der PSA dar. In der Ereignisablaufanalyse haben neben den Betriebs- und Sicherheitssystemen auch die Handlungen des Betriebspersonals einen Einfluss auf den Ereignisablauf. Diese Personalhandlungen müssen identifiziert und analysiert werden. Mit der Human Reliability Analysis steht dafür ein Instrument zur Verfügung /BFS 05/.

Wenn maßgebliche Personalhandlungen zeitlich vor einem Ereignis stattfinden, so werden diese als latente Einflussfaktoren bezeichnet. Handlungen während des Ereignisablaufs stellen aktive Beiträge zum Ereignisablauf dar /BFS 05/. Leistungsbeeinflussende Einflussfaktoren (Performance Shaping Factors, PSFs) berücksichtigen Einflüsse wie Arbeitsmittelgestaltung und Training. Die Personalhandlungen sind insgesamt in drei Kategorien einzuteilen /BFS 05/, /IAEA 95/:

- a) Personalhandlungen vor dem Eintritt eines auslösenden Ereignisses
- b) Personalhandlungen, die ein auslösendes Ereignis herbeiführen und
- c) Personalhandlungen nach dem Eintritt eines auslösenden Ereignisses.

Unter Personalhandlungen der Kategorie a) sind die Handlungen zu erfassen, die während des bestimmungsgemäßen Betriebs bei Instandhaltungsvorgängen die Verfügbarkeit von Systemfunktionen, die nach Eintreten des unerwünschten Ereignisses angefordert werden, negativ beeinflussen. Diese Fehlhandlungen werden bei der Ermittlung komponentenspezifischer Zuverlässigkeitskenngrößen erfasst, wenn sie zu Systemausfällen führen. Fehler, die dort nicht erfasst werden (z. B. Grundstellungsfehler nach Instandhaltung), müssen bei der Ereignis- und Fehlerbaumanalyse berücksichtigt werden /BFS 05/.

Personalhandlungen der Kategorie b) betreffen Handlungen, die ein auslösendes Ereignis verursachen, insbesondere diejenigen Vorgänge, die zusätzlich den Ausfall von sicherheitsrelevanten Systemen herbeiführen, z. B. eine fehlerhafte Personalhandlung mit der Folge des Ausfalls der Hauptwärmesenke. Wenn die Eintrittshäufigkeiten für diese auslösenden Ereignisse aus Betriebserfahrung ermittelt werden, so sind die Per-

sonalhandlungen dort bereits eingeflossen. Für auslösende Ereignisse, bei denen die Eintrittshäufigkeiten nicht aus Betriebserfahrung ermittelt werden, sind die Personalhandlungen bei der Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten entsprechend einzubeziehen /BFS 05/.

Die Kategorie c) enthält drei Unterkategorien /BFS 05/, /IAEA 95/:

1. Sicherheitsmaßnahmen auf der Grundlage von Anweisungen
2. Maßnahmen mit negativem Einfluss und
3. Ungeplante Korrektur- und Reparaturmaßnahmen.

Maßnahmen der Unterkategorie 1) beschreiben Handlungen, die als vorher festgeschriebene Reaktionen auf ein unerwünschtes Ereignis erfolgen (z. B. das Auslösen der Brandmeldeanlage von Hand). Sie sind mit bereits erprobten Methoden zu analysieren /BFS 05/, /IAEA 95/. Anders verhält es sich bei den Personalhandlungen der Unterkategorie 2). Dies sind Maßnahmen, die die Situation verschlimmern, z. B. wenn der die Anlage Bedienende ein anderes Bild des Anlagenzustandes hat, als dies tatsächlich der Fall ist und somit Maßnahmen für das falsche Ereignis ergreift. Diese Handlungen sind schwierig zu identifizieren und zu modellieren. Sie können nur in Zusammenarbeit von Human-Reliability-Analysten und Systemanalysten identifiziert werden /IAEA 95/.

Unterkategorie 3) beinhaltet Maßnahmen, wie etwa die Wiederherstellung der Funktionalität von technischem Equipment auf einem unkonventionellen Weg /IAEA 95/. Für diese Maßnahmen gibt es, wie auch für die Maßnahmen der Unterkategorie 2) keine belastbaren Methoden zur Analyse /BFS 05/.

In probabilistischen Analysen wird der Mensch als Systemkomponente beschrieben. Der Mensch hat innerhalb einer vorgegebenen Zeit und innerhalb fester Toleranzgrenzen eine bestimmte Handlung auszuführen. Unterbleibt diese, so gilt die Aktion als Fehlhandlung. Da das Verhalten des Menschen komplexer ist, als das der sonstigen Systemkomponenten, ist sein Verhalten deutlich schwieriger zu prognostizieren und zu quantifizieren /BFS 05/. Für die Quantifizierung und Modellierung von Personalhandlungen werden diese klassifiziert /BFS 05/:

- Fertigkeitsbasiertes Verhalten
- Regelbasiertes Verhalten und
- Wissensbasiertes Verhalten.

Unter fertigkeitsbasiertem Verhalten werden Handlungen zusammengefasst, die häufig geübt wurden und somit nach Erkennen der Eingangsinformationen quasi automatisch aufgrund der vorhandenen Erfahrung ablaufen. Handlungen, die nach erfolgter Wahrnehmung der Eingangsinformationen aufgrund bereits vorhandener Regeln ausgeübt werden, können dem regelbasierten Verhalten zugeordnet werden /BFS 05/. Personalhandlungen nach dem Auslösen eines Ereignisses der Unterkategorie 1) können abgesehen von den Diagnoseaufgaben dem fertigkeits- oder regelbasierten Verhalten zugeordnet werden. Die Diagnoseaufgaben sowie Maßnahmen der Unterkategorien 2) und 3) werden dem wissensbasierten Verhalten zugeordnet /BFS 05/. Dies beschreibt Handlungen, die in ungewohnten Situationen erfolgen und vom Betriebspersonal nach Erkennen der Eingangsinformationen aus den vorgegebenen Schutzzielen definiert und geplant werden /BFS 05/.

Zur Analyse und Quantifizierung von Personalhandlungen kann z. B. die THERP-Methode (Technique for Human Error Rate Prediction) angewendet werden /BFS 05/, /SWA 83/. THERP ist eine Methode, die der Vorhersage von menschlichen Fehlhandlungswahrscheinlichkeiten und der Bewertung der Verschlechterung eines Mensch-Maschine-Systems durch menschliche Fehler allein oder in Kombination mit der Funktionsfähigkeit von technischem Equipment dient /SWA 83/. Die Methode besteht aus konventionellen Zuverlässigkeitstechniken mit Modifikationen, um der größeren Variabilität, Unabhängigkeit und Unberechenbarkeit der menschlichen Natur, verglichen mit den Eigenschaften von technischem Equipment, gerecht zu werden /SWA 83/.

5.3 Probabilistische Methoden für die Störfallanalyse

In diesem Kapitel werden die zuvor betrachteten Instrumente einer PSA für Kernkraftwerke hinsichtlich der Übertragbarkeit auf eine Anwendung in der Störfallanalyse für Endlager betrachtet.

Im vorangegangenen Kapitel wurde die Ereignisablaufanalyse vorgestellt. Auch in der Störfallanalyse kann die Ereignisablaufanalyse genutzt werden, indem durch sie Ereig-

nisse und die für sie relevanten Systemfunktionen dargestellt und beschrieben werden. In der Ereignisablaufanalyse bei KKW werden die Ereignisse beschrieben, die durch verschiedene Systemausfallkombinationen einen Anteil an Häufigkeiten von Gefährdungs- und Kernschadenszuständen haben. Bei Endlagern wären vergleichbar sicherheitsrelevante Ereignisse zu betrachten, die z. B. zum Verlust der Behälterintegrität oder Freisetzung radioaktiver Stoffe führen.

Die Fehlerbaumanalyse wird genutzt, um die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall eines Systems zu bestimmen und die logischen Verknüpfungen von Komponentenausfällen, die zu einem unerwünschten Ereignis führen, zu bestimmen. Die für die Aufstellung des Fehlerbaums notwendige Systemkenntnis, die Systemfunktionen und Personalhandlungen können auch für ein Endlagersystem bestimmt werden. Die Fehlerbaumanalyse könnte genutzt werden, Wahrscheinlichkeiten für einen Systemausfall in einem Endlager zu berechnen.

Die Analyse von GVA wäre auch auf ein Endlagersystem übertragbar. Die Problematik, anwendbare Betriebserfahrung zu finden (für GVA existieren bereits im Bereich von Kernkraftwerken wenig Betriebserfahrungen) wäre für Endlager noch deutlicher. Aus diesem Grund wird die Übertragung der Analyse von GVA im Rahmen der Störfallanalyse für ein Endlager hier nicht weiterverfolgt. Unter Umständen wäre der Einsatz bezogen auf bestimmte Teilsysteme des Endlagersystems, für die ausreichend Betriebserfahrungen vorliegen, denkbar.

Personalhandlungen sind im Rahmen der Ereignisablaufanalyse als Systemfunktionen zu verstehen. Auch für ein Endlager ist die Analyse von Personalhandlungen als sinnvoll anzusehen. Die Analyse von Personalhandlungen wird mittels konventioneller Zuverlässigkeitstechniken mit Veränderungen, die der größeren Unberechenbarkeit des Menschen gerecht werden, realisiert. Dies wird auch für ein Endlagersystem als realisierbar angesehen.

Obwohl mit der Einführung probabilistischer Methoden ein transparenteres Verfahren erwartet wird, ist dies nach /UBA 05/ nicht notwendigerweise der Fall. Vielmehr erfolgt eine Verlagerung der (konventionellen) Annahmen in Richtung der Festlegung der Rahmenbedingungen. Außerdem würde ein generischer (probabilistischer) Ansatz im Sinne quantitativer Risikoanalysen die Einzelfallbetrachtung verhindern. Er beschreibt dies als „Ersatz des kollektiven Elements durch Desktop Entscheidungen“. Zusätzlich tragen automatische Verfahren als Ersatz von Expertendiskussionen und -entscheidun-

gen, zum Kompetenzverlust bei. Als entscheidend für die Verwendung quantitativer Risikoanalysen wird die spezifische Datenqualität angesehen.

5.4 Übertragung methodischer Einzelschritte und Einfügen in die Gesamtmethodik

Ziel dieses Kapitels ist die Untersuchung, inwiefern eine Übertragung einzelner probabilistischer Instrumente aus der PSA für KKW auf Störfallanalysen für Endlager möglich ist, sodass sich deterministische und probabilistische Vorgehensweisen in eine Gesamtmethodik integrieren lassen.

Für die Störfallanalyse könnte die Ereignisablaufanalyse (s. Kapitel 5.3 für die Beschreibung und nachvollziehbare Darstellung von Ereignisabläufen genutzt werden. In Abb. 5.3 links ist exemplarisch eine vereinfachte Ereignisablaufanalyse für einen Fahrzeugbrand in einem Endlager unter Tage dargestellt. Ein Fahrzeugbrand könnte beispielsweise zu einem Ansprechen der automatischen Brandmeldeanlage führen sollen. Also ist dies als nächste Systemfunktion im Ereignisbaum aufgeführt. Falls die automatische Brandmeldeanlage nicht anspricht, würde die nächste Systemfunktion, bspw. ob das Betriebspersonal den Brand entdeckt und meldet, abgefragt. So lässt sich der Ereignisbaum weiter entwickeln, bis entweder ein kontrollierter Zustand (in diesem Fall wird der Brand z. B. innerhalb eines bestimmten Zeitraumes gelöscht) eintritt oder das Äquivalent zu einem Gefährdungszustand oder Kernschadenzustand eintritt. Ein Gefährdungszustand könnte bei einem Endlager mit dem Verlust der Integrität des Abfallbehälters gleichgesetzt werden. Ein Kernschadenzustand in KKW könnte mit dem Überschreiten des Störfallplanungswertes aus der Strahlenschutzverordnung /SSV 17/ in einem Endlager gleichgesetzt werden.

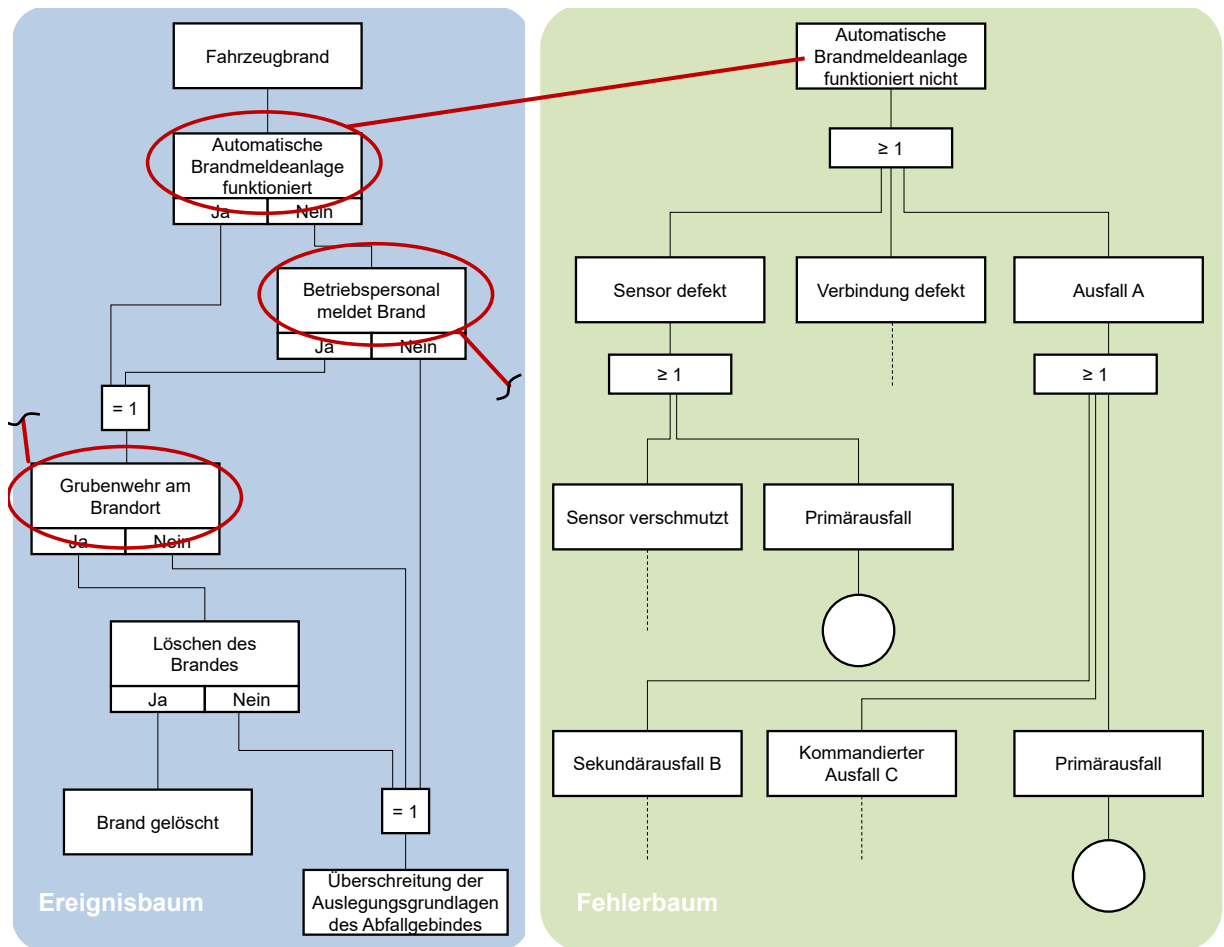


Abb. 5.3 Zusammenhang von Ereignisablaufanalyse und Fehlerbaumanalyse

Auf der rechten Seite von Abb. 5.3 ist der prinzipielle Aufbau eines Fehlerbaumes dargestellt. Die Fehlerbaumanalyse liefert Wahrscheinlichkeiten für den Ausfall von den Systemen, die in der Ereignisablaufanalyse als relevant für ein auslösendes Ereignis identifiziert wurden. Für die Systemfunktion „Automatische Brandmeldeanlage“ aus dem Ereignisablaufdiagramm soll die Wahrscheinlichkeit für den Systemausfall bestimmt werden. Die Brandmeldeanlage kann aus unterschiedlichen Gründen einen Funktionsausfall haben. Im Diagramm sind einige Ausfallarten und logische Verknüpfungen exemplarisch gezeigt. Personalhandlungen können mit der Human Reliability Analysis bewertet werden. So können Ausfallwahrscheinlichkeiten von Handmaßnahmen ermittelt werden.

In Abb. 5.4 sind wesentliche Schritte einer Störfallanalyse, wie bspw. für das Endlager Konrad entwickelt wurde, zu sehen (vgl. auch Abb. 5.1). Aus den Eingangsdaten der Betriebsbereiche, Betriebsabläufe sowie den Abfallgebinden – in Abb. 5.4 zusammengefasst als „Anlagenkonzept“ dargestellt – wird eine Ereignisanalyse durchgeführt, die

als Ergebnis eine Liste potenzieller Störfälle (Störfallliste) liefert, die als auslösende Ereignisse in der Ereignisablaufanalyse genutzt werden. Die Ereignisse werden bewertet und anschließend den Klassen 1 und 2 (vgl. Kap 3.4.7) zugeordnet. Die klassifizierten Ereignisse werden nachfolgend in Störfallgruppen zusammengefasst, aus denen die repräsentativen Störfälle resultieren /GRÜ 89/.

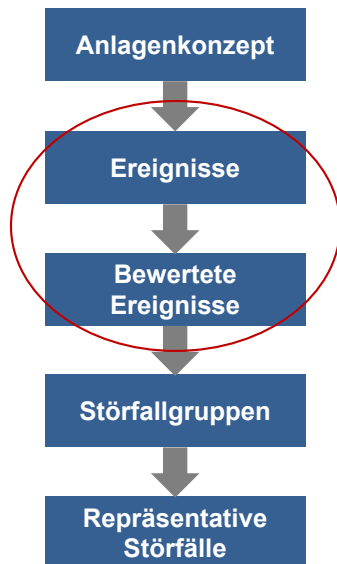


Abb. 5.4 Übersicht über die Störfallanalyse zur Ermittlung repräsentativer Störfälle nach /GRÜ 89/

Nachfolgend wird die Einbindung der zuvor dargestellten Werkzeuge in den in Abb. 5.4 markierten Bereich um die Ereignisse und die Ereignisbewertung vorgestellt. Ein Überblick ist in Abb. 5.5 gegeben. In die Methode der Störfallanalyse werden zwischen die Teilschritte „Ereignisse“ und „Bewertete Ereignisse“ die verschiedenen in den vorangegangenen Kapiteln erläuterten probabilistischen Instrumente eingefügt. Die in Kap. 3 weiterentwickelte Methodik zur Bewertung von Störfällen fügt sich an entsprechender Stelle zwischen die Ereignisse und die bewerteten Ereignisse in den Gesamtablauf ein. Eingangsdaten dafür liefert unter anderem die Betriebserfahrung. Betriebserfahrung fließt ebenfalls in die Ereignisablaufanalyse, genauso wie die Bewertung von Personalhandlungen, mit ein.

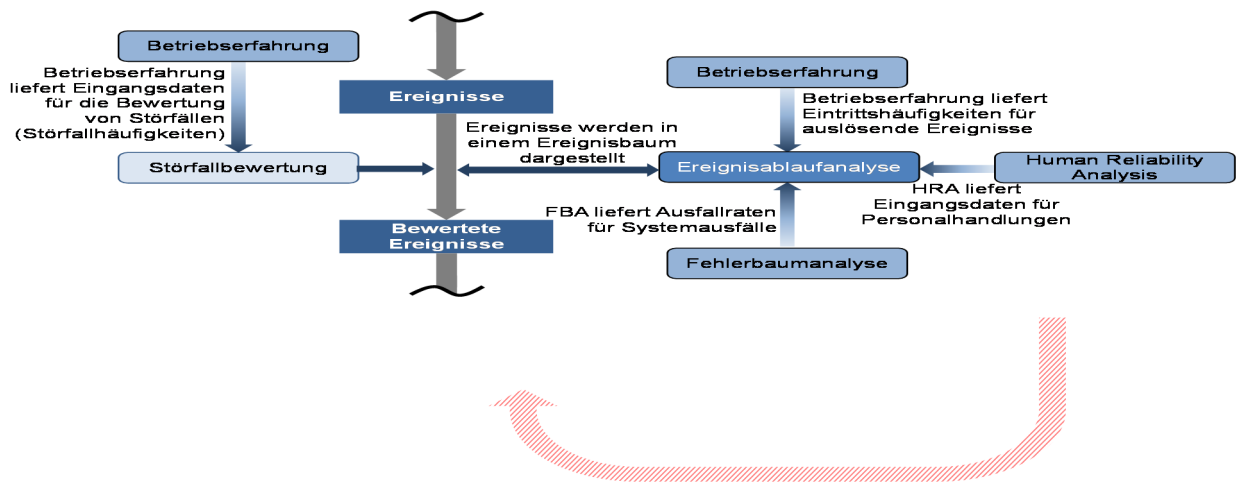


Abb. 5.5 Einbindung der probabilistischen Instrumente und der Störfallbewertung in die Störfallanalyse

Die Ereignisse aus der Ereignisanalyse werden mittels eines Ereignisablaufdiagramms analysiert. Dies bietet eine übersichtliche und nachvollziehbare Darstellung des Ereignisablaufes (Ereignisbaum). In Abb. 5.5 ist die Ereignisablaufanalyse auf der rechten Seite dargestellt. Mit diesem probabilistischen Element könnten in der Störfallanalyse die Ereignisse analysiert werden, die einen besonders hohen Beitrag zu den Häufigkeiten von Gefährdungs- oder Freisetzungsszenarien haben. Die Ereignisablaufanalyse ist jedoch nicht für sämtliche auslösende Ereignisse durchzuführen. Für auslösende Ereignisse, nach deren Eintritt keine Systemfunktionen mehr abgefragt werden, sondern die unmittelbar in einen sicheren Zustand münden, ist die Analyse des Ereignisablaufes nicht sinnvoll. Für den Absturz von Abfallgebinden bei der Handhabung ist z. B. eine Ereignisablaufanalyse nicht zweckmäßig, wenn sich aus dem Abfallgebindeabsturz keine weiteren Folgen entwickeln können, sondern das Abfallgebinde nach dem Absturz allein auf der Sohle einer Strecke oder Kammer liegt und die Integrität des Abfallbehälters erhalten ist. Zusätzlich ist die Analyse in einem Ereignisablaufdiagramm mit den zugehörigen Eingangsdaten aus der Fehlerbaumanalyse sehr aufwändig. Für Kernkraftwerke werden oftmals ähnliche oder baugleiche Komponenten verwendet, für die schon Ausfalldaten zur Verfügung stehen. Endlager sind jedoch Unikate, deshalb ist es hier schwieriger an Ausfalldaten für Systemkomponenten zu gelangen. Eine mögliche Vorgehensweise wäre hier, die Ereignisablaufanalyse für die Ereignisse durchzuführen, die bei der Ereignisbewertung ein besonders hohes Risiko aufweisen. Möglich wäre etwa die genauere Betrachtung von Ereignissen, die in der Störfallbewertung in einer hohen Risikozahl resultieren (vgl. Kap. 3.7).

6 Anforderungen an die Quelltermbestimmung und die radiologische Konsequenzenanalyse nach dem Stand von Wissenschaft und Technik

6.1 Anforderungen an das Nachweisverfahren

Das generelle Schutzziel nach Atomgesetz ist auch bei Endlagern der Schutz der Gesundheit vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen. Bei Störfallanalysen für das Endlager Konrad sind die Angaben im § 49 „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“ der Strahlenschutz-Verordnung /SSV 01/ relevant. Dort sind in Absatz 1 Grenzwerte für die effektive Dosis und Organ-Äquivalentdosen genannt:

- eine effektive Dosis von 50 Millisievert
- eine Organ-Äquivalentdosis der Schilddrüse und der Augenlinse¹ von 150 Millisievert
- eine Organ-Äquivalentdosis der Haut, der Hände, der Unterarme, der Füße und Knöchel von jeweils 500 Millisievert
- eine Organ-Äquivalentdosis der Keimdrüsen, der Gebärmutter und des Knochenmarks (rot) von jeweils 50 Millisievert
- eine Organ-Äquivalentdosis der Knochenoberfläche von 300 Millisievert und
- eine Organ-Äquivalentdosis des Dickdarms, der Lunge, des Magens, der Blase, der Brust, der Leber, der Speiseröhre, der anderen Organe oder Gewebe von jeweils 150 Millisievert.

In Absatz 2 wird die Gültigkeit für Endlager radioaktiver Abfälle explizit genannt.

¹ Es ist davon auszugehen, dass in der neuen Strahlenschutzverordnung ein restriktiver Grenzwert von 50 Millisievert für die Organ-Äquivalentdosis der Augenlinse gelten wird.

Da die sichere Einhaltung dieser Grenzwerte gefordert wird, sind die nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu verwendenden Parameter, Methoden und Modelle abdeckend (konservativ) zu wählen. Die Störfallberechnungsgrundlagen in /SFK 04/ bzw. sowie der Neufassung des Kapitels 4 der SBG /SSK 04/ geben explizit solche Parameter, Methoden und Ausbreitungsmodelle zur Ermittlung der Strahlenexposition vor.

Für alle zu betrachtenden Expositionspfade (äußere Strahlenexposition: Betasubmersion, Gammasubmersion, Gammabodenstrahlung; innere Strahlenexposition: Inhalation und Ingestion) werden dort explizite Vorgaben und Vorgehensweisen beschrieben.

Das Gauß-Fahnenmodell (siehe Abschnitt 6.2.2.1) und die deterministische Vorgehensweise (siehe Abschnitt 6.2.2.2) werden in der SBG explizit wiedergegeben durch Angaben von Formeln zur Berechnung von Störfallausbreitungsfaktoren, Störfall-Falloutfaktoren, Störfall-Washoutfaktoren und Störfallausbreitungsfaktoren für die Gammasubmersion.

Das probabilistische Auswerteverfahren (siehe ebenfalls Abschnitt 6.2.2.2) wird dort ebenfalls erwähnt und im Anhang 9 der SBG näher beschrieben sowie der 95-Perzentilwert als Kriterium definiert.

6.2 Randbedingungen für die radiologische Konsequenzenanalyse

Die radiologische Konsequenzenanalyse untersucht die Auswirkungen von ionisierender Strahlung auf Mensch und Umwelt. Insbesondere werden Situationen analysiert, bei denen es zu ungeplanten und ungewollten Kontaminationen durch und Inkorporationen von radioaktivem Material bzw. äußeren Strahlenexpositionen kommen kann.

Zu diesen zu analysierenden Situationen gehören auch Unfälle mit radioaktiven Abfällen. Im Folgenden werden unter dem Begriff „Unfall“ alle Ereignisse zusammengefasst, bei denen es zu einer unbeabsichtigten mechanischen und/oder thermischen Belastung des radioaktiven Abfalls kommt. Beispielhaft sind die nötigen Schritte der radiologischen Konsequenzenanalyse für diesen Fall in Abb. 6.1 dargestellt.

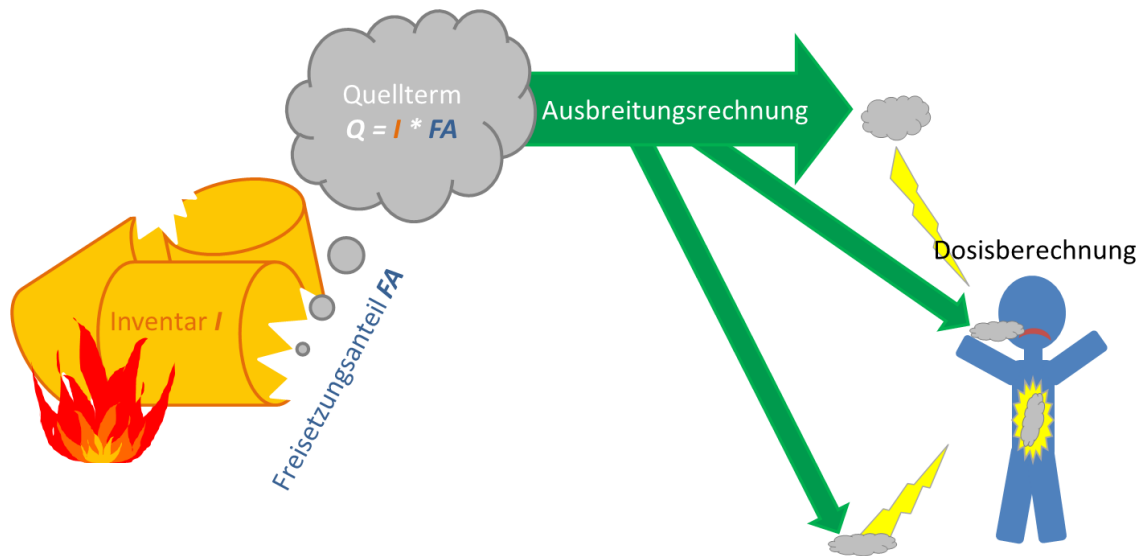


Abb. 6.1 Schematische Darstellung der radiologischen Konsequenzenanalyse

Zunächst stellt sich die Frage nach dem Inventar innerhalb des vom Unfall betroffenen Abfalls, also welche Nuklide darin enthalten sind. Ob und in welcher Menge Teile dieses Inventars bei einem Unfall freigesetzt werden, hängt von vielen verschiedenen Faktoren ab. Um die Menge der freigesetzten Nuklide zu beschreiben, werden für gewöhnlich sogenannte Freisetzungsteile verwendet. Wie diese Freisetzungsteile in Abhängigkeit der vielen Einflussfaktoren dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend bestimmt bzw. festgelegt werden, wird in Kapitel 6.2.1 näher erläutert.

Sobald die Nuklide aus dem Abfall freigesetzt werden, spricht man von einem Quellterm. Für die radiologische Konsequenzenanalyse hauptsächlich relevant ist die Freisetzung in die Atmosphäre, also der Anteil des freigesetzten Inventars, der mit Luftströmungen vom Ort der Freisetzung wegtransportiert werden kann. (Radionuklide des Abfalls können bei einem Unfall auch in das Erdreich eindringen oder in (strömendes) Wasser geraten. Da die sich hieran anschließenden Transportprozesse vom Quellort weg aber in der Regel wesentlich langsamer sind, lassen sich die Konsequenzen hier durch Gegenmaßnahmen leichter minimieren und die Folgen beseitigen.) Neben der Menge der in die Atmosphäre freigesetzten, luftgetragenen Radionuklide spielt auch die Geometrie und Lage der Quelle für die anschließende atmosphärische Ausbreitungsrechnung eine Rolle, ebenso wie die atmosphärischen Ausbreitungsrandbedingungen (wie z. B. Windrichtung, Windgeschwindigkeit oder Regenrate und Beschaffenheit des Geländes um den Quellort). Der Stand von Wissenschaft und Technik

dazu, wie der Quellterm angesetzt werden kann und zur atmosphärischen Ausbreitungsrechnung wird in Kapitel 6.2.2 dargelegt.

Als Ergebnisse der atmosphärischen Ausbreitungsrechnung werden die Konzentrationen von Radionukliden in der Luft sowie deren Deposition am Boden und die Wolkenstrahlung bestimmt. Aus diesen Konzentrations- und Depositionswerten werden schließlich die Dosiswerte (Äquivalent-, Organ- und Effektivdosen) für Personen bestimmt, die einer äußeren Strahlenexposition (Wolken- oder Bodenstrahlung) ausgesetzt sind oder Radionuklide inkorporiert haben (durch Einatmen / Inhalation oder über die Nahrung / Ingestion). Das Kapitel 6.2.3 widmet sich der Dosisberechnung.

6.2.1 Freisetzungsanteile

Die Freisetzung aus einem Abfallgebinde mit radioaktivem Inhalt hängt zum einen von den chemischen und physikalischen Eigenschaften des Abfalls und der Verpackung ab, zum anderen von den mechanischen und thermischen Belastungen, die durch den Unfall auf das Abfallgebinde einwirken. Schematisch sind die Abhängigkeiten in Abb. 6.2 bis Abb. 6.6 dargestellt.

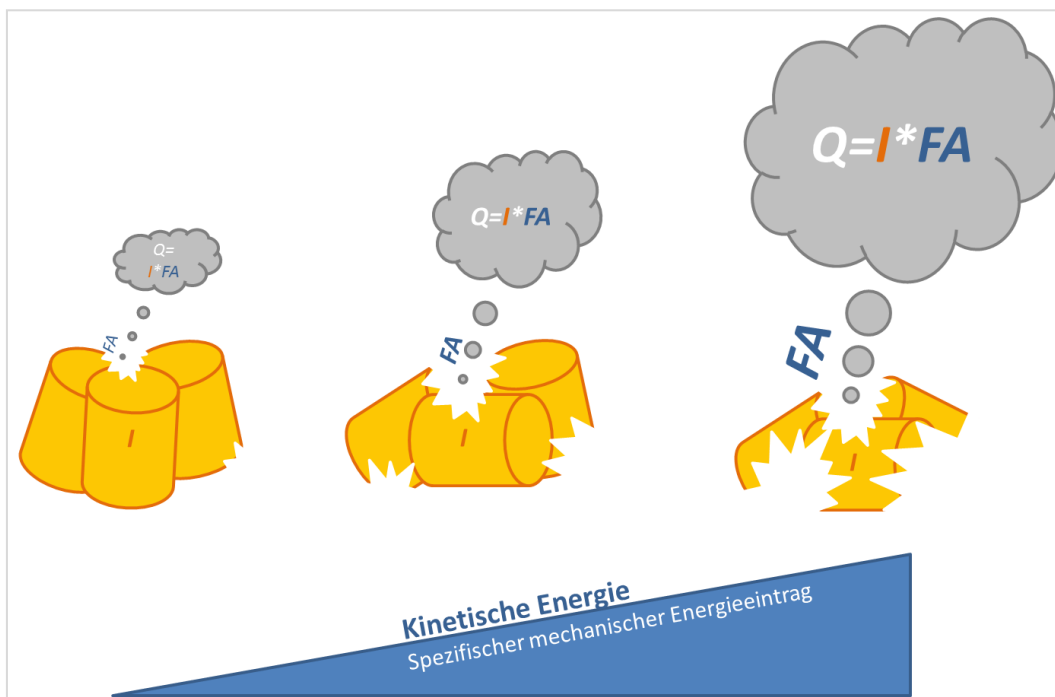


Abb. 6.2 Freisetzungsanteile in Abhängigkeit der kinetischen Energie

Der Freisetzungsanteil wächst mit dem spezifischen mechanischen Energieeintrag in das Abfallgebinde.

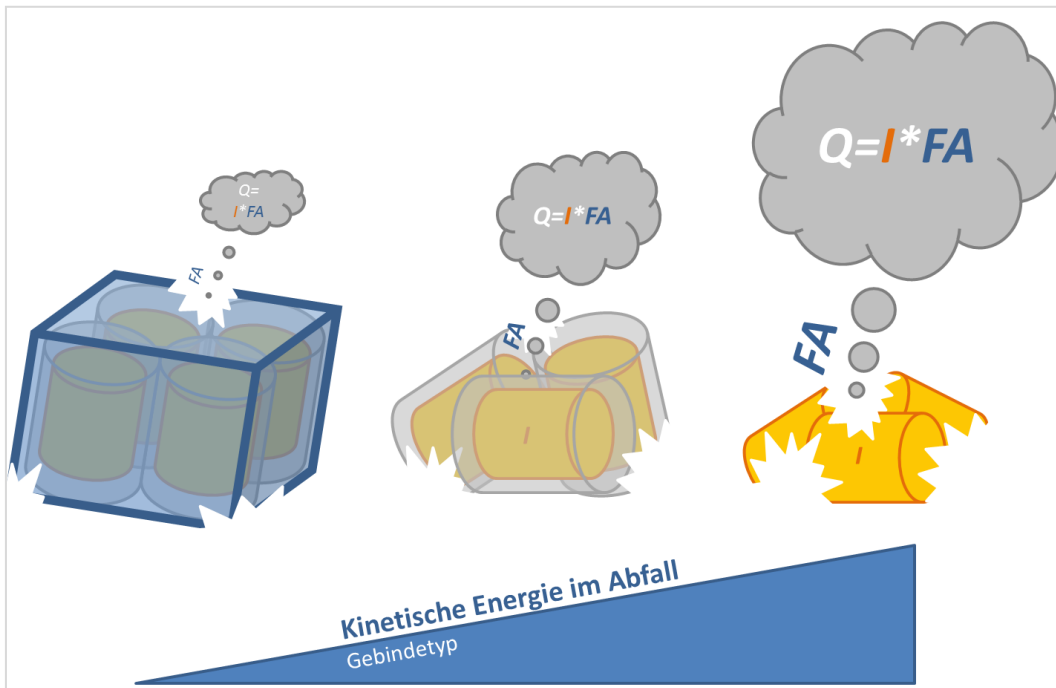


Abb. 6.3 Freisetzungssanteile in Abhängigkeit der kinetischen Energie im Abfall

Absorbiert die Verpackung einen Teil des mechanischen Energieeintrages bei einem Unfall, dann steht weniger Energie für die Zerstörung des Abfalls zur Verfügung und der Freisetzungssanteil ist geringer.

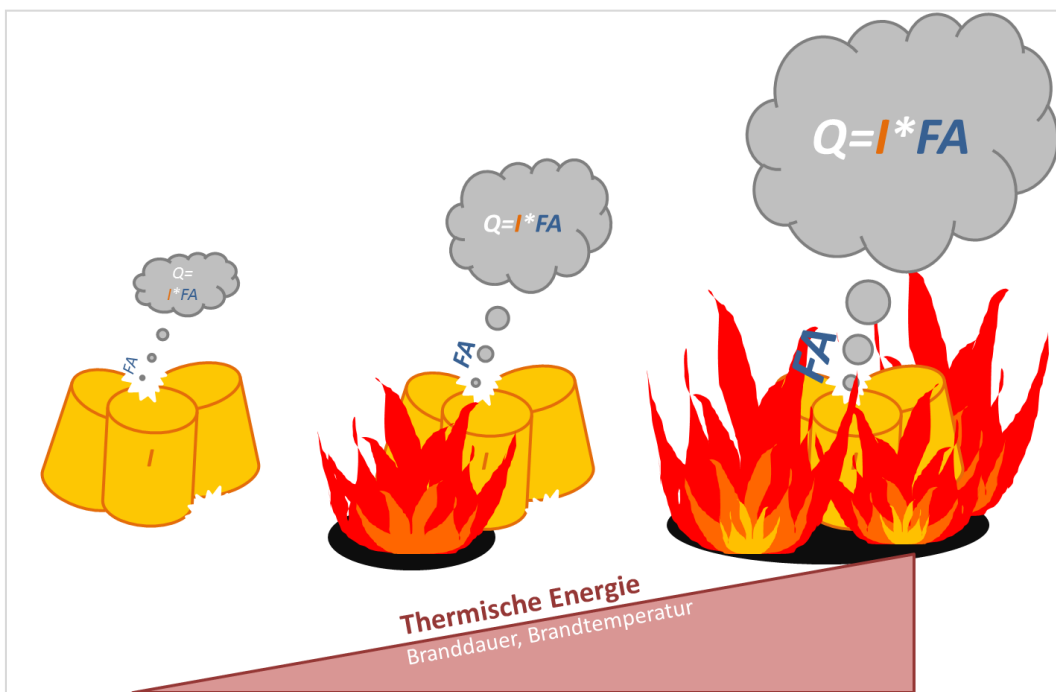


Abb. 6.4 Freisetzungssanteile in Abhängigkeit der thermischen Energie

Kommt es bei einem Unfall zu einem Brand, dann wird thermische Energie in den Abfall eingetragen und der Freisetzungssanteil erhöht sich.

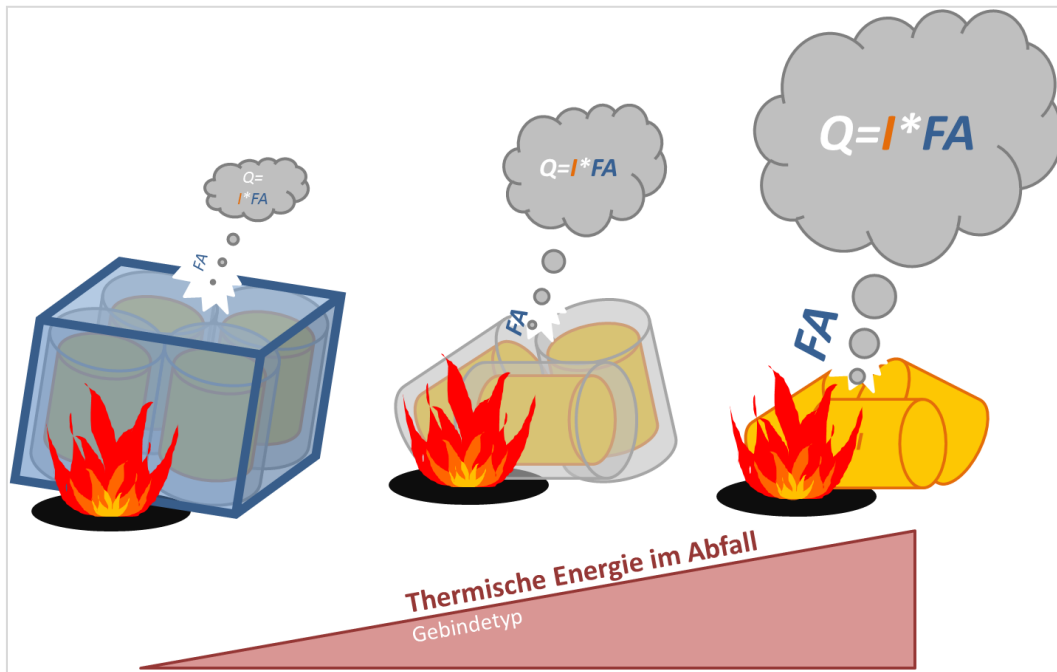


Abb. 6.5 Freisetzungssanteile in Abhängigkeit der thermischen Energie im Abfall

Die Verpackung um einen Abfall kann isolierende Eigenschaften haben und so den Eintrag von thermischer Energie in den Abfall verkleinern. Je weniger isolierend die (Um-) Verpackung wirkt, desto größer ist der Freisetzungssanteil bei gleicher thermischer Belastung.

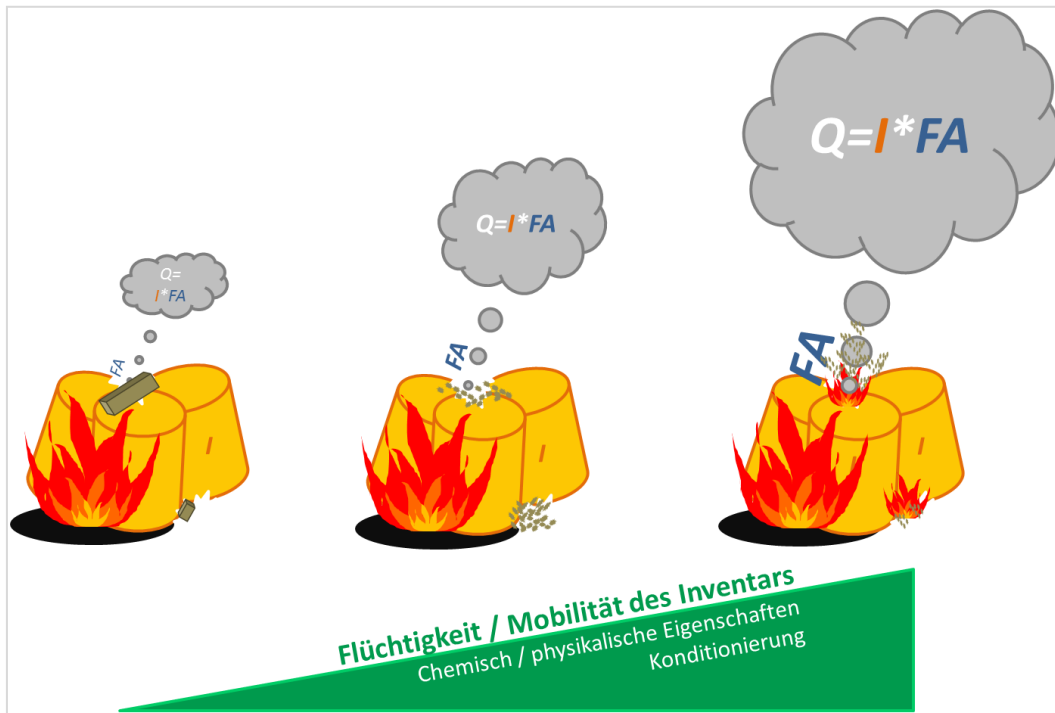


Abb. 6.6 Freisetzungsanteile in Abhängigkeit von Flüchtigkeit und Mobilität des Inventars

Beim radioaktiven Inventar handelt es sich meist um eine Mischung aus unterschiedlichen Radionukliden und chemischen Elementen. Je nach Art der Konditionierung liegen diese in verschiedenen chemischen Verbindungen und physikalischen Formen vor. Mit der Flüchtigkeit und Mobilität des radioaktiven Inventars steigt der Freisetzungsanteil.

Wie in 5 Abbildungen verdeutlicht, kann bei einem Unfall aus Sicht des Abfalls insgesamt zwischen drei verschiedenen Einflussfaktoren unterschieden werden:

1. Der mechanische Energieeintrag in den Abfall (Abb. 6.2, Abb. 6.3)
2. Der thermische Energieeintrag in den Abfall (Abb. 6.4, Abb. 6.5)
3. Die chemischen und physikalischen Eigenschaften des Inventars (Abb. 6.6)

6.2.1.1 Mechanisch bedingte Freisetzung

Beim mechanischen Energieeintrag 1 ist zu beachten, dass dabei der spezifische mechanische Energieeintrag in den radioaktiven Abfall, also der Energieeintrag pro Abfallmasse relevant ist. Wird durch den Unfall zum (Groß-)Teil lediglich eine inaktive (Um-)Verpackung des Abfalls beschädigt, so verringert sich die tatsächliche spezifische mechanische Belastung des radioaktiven Abfalls und somit die mechanisch bedingte Freisetzung.

Zur Thematik der Freisetzung aus Abfallgebinden durch mechanische Belastungen wurden in den letzten Jahrzehnten viele Untersuchungen von internationalen Forschergruppen durchgeführt. Eine Zusammenstellung der Ergebnisse wurde im Rahmen der Transportstudie Konrad 2009 (TSK 09) /SEN 10/ bzw. der Vertiefung und Ergänzung zur TSK 09 /BRÜ 13/ zusammengestellt und sollen im Folgenden kurz wiederholt werden.

Für zementfixierte Abfälle wird auf die Untersuchungen aus /LAN 07/ verwiesen. Demnach wurde für den lungengängigen² Freisetzunganteil η_{10} von unverpacktem Abfall die folgende Abhängigkeit von der Gebindemasse M und dem spezifischen Energieeintrag e festgestellt:

$$\eta_{10} = 3 \cdot 10^{-7} \cdot \frac{e}{M^{0,43}} \quad (1.1)$$

Der lungengängige Freisetzunganteil für unverpackten, zementierten Abfall nimmt also linear mit dem spezifischen Energieeintrag in den Abfall zu. Um den Anteil größerer Partikel abzuschätzen, wird nach /LAN 07/ angenommen, dass die kumulative Massengrößenverteilung der aus dem zementierten Abfall freigesetzten Aerosole linear anwächst, so dass sich die Freisetzungsteile für die übrigen Aerosolgrößenklassen direkt aus den lungengängigen Werten und den Intervallbreiten der Aerosolgrößenklassen ableiten lassen. Beispielhaft ist der Anteil für Partikel der AED-Größenklasse 10 µm bis 100 µm 9mal größer als der mit Hilfe von Formel 1.1 berechnete Wert für die kleinen Partikel. Die Partikel dieses Größenintervalls sind zwar nicht mehr lungengängig, spielen für die atmosphärische Ausbreitungsrechnung aber dennoch eine Rolle, da sie noch luftgetragen sind und nur sehr langsam sedimentieren und deponieren.

Zu unfixierten Abfällen wurden in /LAN 03/ mehrere Fallexperimente³ mit pulverförmigen Materialien dokumentiert. Diese Experimente dienten als Basis für die in /LAN 07/ vorgeschlagenen Freisetzungsteile. Dabei wurden die folgenden empirischen Ge-

² Als lungengängig werden Partikel bezeichnet, deren aerodynamischer Äquivalentdurchmesser (AED) kleiner gleich als 10 µm ist.

³ Bei Fallexperimenten wird das zu untersuchende Material aus einer definierten Fallhöhe auf einen unachgiebigen Boden fallen gelassen. Setzt man voraus, dass man den Luftwiderstand vernachlässigen kann, dann ist die Fallhöhe proportional zum spezifischen mechanischen Energieeintrag in das Material. Der Proportionalitätsfaktor ist die Erdbeschleunigung $g = 9,81 \text{ m/s}^2$.

setzmäßigkeiten berücksichtigt, die von der bezüglich der Freisetzung ungünstigsten⁴ Pulversorte Flugasche abgeleitet wurden:

- Die lungengängige Freisetzungsmenge unverpackter Pulver skaliert linear mit der Fallhöhe bzw. der spezifischen kinetischen Energie
- Der Freisetzungsanteil reduziert sich mit steigendem Volumen ($\sim V^{-2/3}$)
- Der Freisetzungsanteil im AED-Bereich 10 – 100 µm ist etwa doppelt so groß wie der im lungengängigen Bereich (0 – 10 µm)
- Für 0,1 m³Flugasche wurde bei einem Falltest aus 9 m Höhe in /LAN 07/ ein konservativer luftgetragener Freisetzungsanteil von 10⁻³ abgeleitet.

Um die konkrete Anwendung der Erkenntnisse zu zementfixierten und unfixierten Abfällen auf bekannte Abfallaufkommen anwenden zu können, ist es üblich (wurde beispielsweise in den Transportstudien Konrad /GRS 91a/, /SEN 10/ so praktiziert), dass die Abfälle nach ihrem Inhalt (zementfixiert oder unfixiert bzw. maximaler Anteil an unfixiertem Material) und ihrer Verpackung in sogenannte Abfallgebindegruppen (AGG) eingruppiert werden. Eine Definition der in den Transportstudien verwendeten AGG ist in Tab. 6.1 wiedergegeben.

Tab. 6.1 Definition der Abfallgebindegruppen in der TSK 09

AGG	Behältertyp	Abfallart
1	Stahlblechcontainer	Brennbare, unfixierte Abfälle
2	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	Unfixierte und nicht kompaktierbare metallische und nicht metallische Abfälle (einschließlich Verdampferkonzentraten)
3	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	Metallische Abfälle
4	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	Kompaktierte Abfälle
5	Stahlblechcontainer	Zementfixierte Abfälle
6	Betonbehälter	Brennbare, unfixierte Abfälle
7	Betonbehälter	Zementfixierte Abfälle
8	Gussbehälter	Abfälle in Gussbehältern

⁴ Als bezüglich der Freisetzung am „ungünstigsten“ wird die Pulversorte gesehen, bei der bei ansonsten gleichen Randbedingungen des Fallexperiments am meisten Inventar luftgetragen freigesetzt wird.

Den verschiedenen Abfallgebindegruppen werden dann repräsentative Massen und Volumen zugeordnet, wie sie sich zum Beispiel aus den Transport-Regularien wie /GGV 17/ oder aus Anforderungen an die endzulagernden Abfälle wie /BFS 17b/ ergeben. Den verschiedenen Verpackungstypen (wie Stahlblechcontainer, Betonbehälter oder Gussbehälter) wird dann je nach mechanischer Belastung jeweils noch eine Rückhaltewirkung unterschiedlicher Stärke zugeteilt. Die Anhand der empirischen Formeln und Abhängigkeiten bestimmten Freisetzungsanteile für unverpackten Abfall bilden somit die Maximalwerte. Kann davon ausgegangen werden, dass die Verpackung trotz des Unfalls bei geringen mechanischen Belastungen intakt bleibt, wird aus dem Abfallgebinde nichts freigesetzt, die Rückhaltewirkung ist dann 1, der Ausströmfaktor ist somit 0, genauso wie die Freisetzungsanteile. (Genauere Angaben zu den Annahmen zu den Ausströmfaktoren für die AGG der Transportstudie Konrad finden sich in /BRÜ 13/.)

6.2.1.2 Thermisch bedingte Freisetzung

Der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik zu thermisch bedingten Freisetzungen wurde in /RIC 17/ zusammengestellt. Die wichtigsten Aussagen werden im Folgenden kurz wiedergegeben.

Bei der thermisch bedingten Freisetzung, die alle als lungengängig angenommen werden ($AED < 10 \mu m$), hängt die Höhe davon ab, welche Temperaturen im Abfall erreicht und ob dabei gewisse Schwellentemperaturen für unterschiedliche Freisetzungsprozesse überschritten werden. Welche Freisetzungsprozesse in einem Abfall überhaupt stattfinden können, hängt wiederum von der Art des Abfalls und gegebenenfalls der Konditionierung des Abfalls ab. Die möglichen Freisetzungsprozesse sind:

- **Verbrennen des Abfalls:**
Voraussetzung für diesen Prozess ist, dass es sich um brennbaren Abfall handelt und dass es eine ausreichende Sauerstoffzufuhr zum Abfall gibt (die Verpackung also nicht (mehr) dicht ist). Für diesen Freisetzungsprozess wird ein Freisetzungsanteil von 0,1 für die sonstigen Nuklide aus dem gesamten brennbaren Abfall angenommen /GRS 91a/, H-3, C-14 und Halogene werden aus dem gesamten brennbaren Abfall komplett freigesetzt (Freisetzungsanteil von 1) /BRÜ 13/.
- **Pyrolyse des Abfalls:**
Ebenso wie beim Verbrennen muss es sich für die Pyrolyse um brennbaren Abfall handeln, der sich unter Sauerstoffmangel bei Temperaturen über 300 °C chemisch

zersetzt, wodurch Pyrolysegase entstehen. Dadurch bildet sich ein Überdruck im Abfallgebinde und die Gase treten aus. (Umgekehrt ist wegen des Überdrucks aber kein Eindringen von Sauerstoff möglich.) Für Bereiche, in denen Pyrolyse stattfindet, deren Temperatur bei der gegebenen thermischen Belastung also über der Schwellentemperatur von 300 °C liegt, wird ein Freisetzunganteil der sonstigen Nuklide von $4 \cdot 10^{-3}$ angenommen /GRÜ 84/.

- Mitriss von Radionukliden beim Verdampfen von Wasser:
Dieser Freisetzungsprozess ist vor allen Dingen bei zementierten Abfällen relevant. Ab einer Schwellentemperatur von 100 °C wird angenommen, dass im Abfall freisetzbare Wasser verdampft und dabei einen gewissen Anteil von radioaktivem Inventar, der bei dieser Temperatur nicht schon selbst verdampft, aus dem Abfall in die (Behälter-)Atmosphäre freisetzt. Dazu wird in /GRÜ 87/, Anhang I, Kapitel 2.3 ein Freisetzunganteil von $5 \cdot 10^{-4}$ angegeben.
- Verdampfen und Sublimation von Radionukliden:
Flüchtige Radionuklide auf Oberflächen des Abfalls können sublimieren bzw. von den Oberflächen abdampfen, wenn der Dampfdruck den Druck der umgebenden (Behälter-)Atmosphäre übersteigt. Im Rahmen der Transportstudie Konrad, die sich wiederum auf die Systemanalyse Konrad /GRÜ 87/ sowie auf /GRS 91b/ beruft und nach wie vor den Stand der Technik in Deutschland darstellt, wird für Tritium (H-3) angenommen, dass es bei einer Schwellentemperatur von 100 °C verdampft, für Halogene und C-14 wird dies bereits ab einer Schwellentemperatur von 40 °C angesetzt. Für die leichtflüchtigen Nuklide wird für Bereiche des Abfalls, in denen die Schwellentemperatur überschritten wird, eine komplette Freisetzung angenommen. Bei zementfixierten Abfällen wird für C-14 allerdings davon ausgegangen, dass es nur noch in einer wenig flüchtigen Form (Karbonat) vorliegt und daher wie die sonstigen Nuklide behandelt werden kann.
Für die restlichen sonstigen Nuklide, die im Rahmen der Systemanalyse Konrad konservativ wie das vergleichsweise flüchtige Cäsiumiodid (CsI) behandelt werden, wurden in /GRÜ 87/ Berechnungen für einen Stahlblechcontainer durchgeführt. Aus diesen zeitabhängigen Aufheizrechnungen für einen einstündigen Brand (die Berechnungen beziehen zusätzlich eine 5minütige Aufheizphase und 55 Minuten Abkühlphase mit ein) wird mit noch einigen weiteren Annahmen ein als konservativ eingestuftes Freisetzungsspektrum von $4 \cdot 10^{-3}$ für die sonstigen Nuklide bestimmt.

Um Freisetzungsanteile durch die Prozesse Verbrennen, Pyrolyse und Verdampfen bzw. Sublimation von Radionukliden zu bestimmen, wird demnach seit der Systemanalyse Konrad eine Unterscheidung zwischen den als flüchtig eingestuften Nukliden H-3, C-14, Halogenen und den sonstigen Nukliden gemacht. Für die Modellierung der Freisetzung werden dabei Annahmen zur chemischen Form, in der die Nuklide vorliegen bzw. für eine konservative Abschätzung das Freisetzungsverhalten des vergleichsweise flüchtigen Cäsiumiodids betrachtet. Solche vereinfachenden Betrachtungsweisen sind der Tatsache geschuldet, dass über die konkrete chemische Form, in der die Nuklide in einem (konditionierten) Abfall vorliegen, nicht zwangsläufig Informationen vorliegen (siehe z. B. /BOE 06/). International gibt es zudem unterschiedliche Ansätze, Nuklide in Klassen einzuteilen. In Großbritannien wird beispielsweise zwischen sechs sogenannten Flüchtigkeitsklassen unterschieden /NDA 10/. Wie in /RIC 17/ erläutert, gibt es bei der Einteilung in diese sechs Flüchtigkeitsklassen aber große Unsicherheiten bei den Modellannahmen, insbesondere zu den dominierenden Freisetzungsmechanismen, sowie nur wenig überzeugende Korrelationen zwischen thermodynamischen Modellierungen und gemessenen Freisetzungsanteilen.

Zur Bestimmung der Freisetzungsanteile für ein Abfallgebinde werden Aufheizrechnungen benötigt, durch die der Temperaturverlauf innerhalb des Abfalls zeitabhängig angegeben werden kann.

Für diese Aufheizrechnungen müssen die thermischen Eigenschaften (wie Wärmeleitfähigkeit, Wärmekapazität oder Wärmeübergangskoeffizienten) des kompletten Abfallgebundes bekannt sein. Dabei ist zu beachten, dass diese thermischen Eigenschaften auch von der Geometrie des Abfallgebundes abhängen und sich insbesondere dann, wenn das Gebinde mechanisch vorbelastet wurde, diese Geometrie deutlich ändern kann. So kann zum Beispiel Abfall freigelegt werden, der vorher durch die Verpackung thermisch isoliert wurde oder der bei einer intakten Verpackung nur pyrolysieren und nicht verbrennen konnte, da kein Sauerstoffzutritt möglich war. Es können auch viele kleinere Bruchstücke des Abfalls entstehen, bei denen eine größere Oberfläche zum Volumen Verhältnis vorliegt als bei einem größeren Gesamtstück, und bei denen somit bei ansonsten gleichen thermischen Randbedingungen prozentual mehr Abfall über die relevanten Schwellentemperaturen aufgeheizt wird.

Zudem können Abfälle selbst eine sehr heterogenen Struktur bezüglich der mechanischen und thermischen Eigenschaften aufweisen. Bei der Betrachtung lediglich von Mittelwerten auszugehen, greift unter Umständen zu kurz. Untersuchungen dazu wer-

den in /TUR 00/ präsentiert. Insbesondere bei zementierten Abfällen ist zudem zu beachten, dass sich die thermischen Eigenschaften durch eine thermische Belastung ändern, wenn der Wassergehalt innerhalb des Mörtels geringer wird. In Abb. 6.7 (aus /NDA 10/) ist dies beispielhaft für die Wärmekapazität von Zementmörtel illustriert.

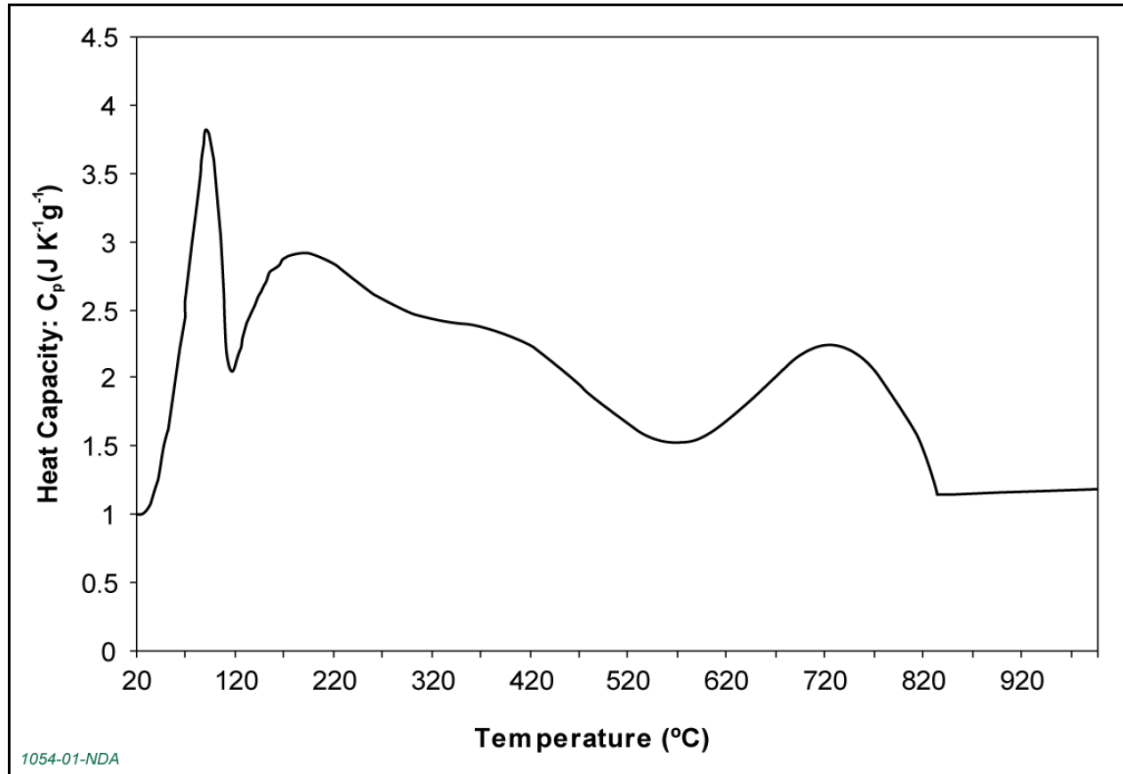


Abb. 6.7 Wärmekapazität von Zementmörtel (Figure 19 aus /NDA 10/)

Neben den Eigenschaften des Abfallgebundes sind die thermischen Randbedingungen für die Aufheizrechnungen entscheidend. Dazu gehören unter anderem die Branddauer, die Brandtemperatur und die Abstrahlgeometrie.

International werden für radiologische Konsequenzenanalysen für Endlager bei untertägigen Brandereignissen unterschiedliche Temperaturen und Brandzeiten unterstellt (Kanada: drei Stunden bis zur erfolgreichen Löschung /GAR 09/, Großbritannien: 1000 °C /NDA 10/) /RIC 17/.

Für die Bestimmung und Zuordnung von Freisetzunganteilen, könnten die bisherigen Klassierungen der Abfallgebunde dahingehend optimiert werden, dass von den mechanischen (einen Aufprall abdämpfenden) und thermischen (isolierenden) Eigenschaften Kredit genommen werden kann. Dadurch ließen sich unnötige Konservativitäten vermeiden. Auch durch genauere chemische Charakterisierungen des Abfalls und der

Freisetzungsprozesse der jeweiligen chemischen Verbindung, in der Nuklide vorliegen (soweit diese bekannt sind), würde dazu führen, dass deren Freisetzung nicht mehr konservativ über das Freisetzungsverhalten von als Oberflächenkontamination angenommenem CsJ abgeschätzt werden müsste.

6.2.2 Atmosphärische Ausbreitungsrechnung

An eine Freisetzung in die umgebende Luft schließt sich die atmosphärische Ausbreitung an. Im Falle einer Freisetzung unter Tage muss zunächst der Transportprozess im Grubenbau betrachtet werden. Eine konservative Annahme dabei ist, dass sämtliche aus einem Abfallgebinde als luftgetragene Partikel bzw. Gase austretenden Radionuklide durch die Bewetterung des Grubenbaus auch bis an die Erdoberfläche transportiert und dort aus dem Abwetterbauwerk über einen Abluftkamin in die freie Atmosphäre austreten.

Realitätsnäher ist es, mithilfe der Strömungsgeschwindigkeiten, Wegstrecken und daraus resultierenden Aufenthaltsdauern der Luftmassen innerhalb des Grubenbaus, abhängig vom Ort der Freisetzung, eine Abscheidung der Partikel zu betrachten. Informationen zur Bewegung der Luftmassen innerhalb des Grubenbaus können unter anderem mithilfe von Bewetterungscodes dargestellt und für die weiteren Berechnungen nutzbar gemacht werden. Beispielsweise wurde in /ALK 06/ der Bewetterungscode VUMA /VUM 18/ aus Südafrika verwendet, um die Luftströmungen innerhalb des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) für die Modellierung des Aerosoltransports zu bestimmen. Wie in /ALK 06/ erläutert, wirken auf die Aerosolpartikel in der Strömung mehrere Kräfte mit den folgenden Auswirkungen:

- Adhäsion infolge von van der Waals-Kräften für die Sub-Mikrometer-Partikel
- Koagulation (Verklumpung) infolge elektrostatischer Anziehungskräfte
- Aerosolisierung (Staubentwicklung) infolge elektrostatischer Abstoßung
- Sedimentation durch die Erdanziehungskraft
- Strömung mit dem Trägergas durch die Reibungskraft im Trägergas (auch als Strömungskraft bezeichnet)
- Diffusion infolge eines gegebenenfalls vorhandenen Konzentrationsgefälles (relevant für Partikel mit AED $< 0,1 \mu\text{m}$)

- Diffusion infolge eines gegebenenfalls vorhandenen Temperaturgradienten.

Die Berücksichtigung all dieser Effekte erfordert umfangreiche Simulationen. Einfachere Ansätze ziehen Abscheidefaktoren für verschiedene Partikelgrößen heran. Für große Partikel ($AED > 0,1 \mu\text{m}$) wird bei einer überwiegend laminaren Strömung von einer konstanten Sedimentationsgeschwindigkeit ausgegangen, welches eine lineare Abnahme der Partikelkonzentration zur Folge hätte. Für kleinere Partikel ist dieser Ansatz allerdings nicht abdeckend. In /ALK 06/ wird daher nach experimentellen Untersuchungen ein exponentieller Abfall der Partikelkonzentration mit der Zeit verwendet:

$$n(t) = n_0 \cdot e^{-At}$$

Wobei $n(t)$ die Partikelkonzentration eines vorgegebenen Partikelgrößenintervalls in Partikelanzahl pro Kubikmeter zum Zeitpunkt t ist, n_0 die Partikelkonzentration desselben Partikelgrößenintervalls zum Zeitpunkt $t = 0$ und A der Abscheidefaktor in 1/Sekunde ist. Zu diesem Ansatz werden in /ALK 06/ die in Tab. 6.2 aufgelisteten Literaturwerte präsentiert.

Tab. 6.2 Abscheidefaktor in Abhängigkeit der Partikelgröße (AED)

Partikelgröße [μm]	< 1	1-5	5-10	10-20	20-40	40-70
Abscheidefaktor [$10^{-3}/\text{s}$]	0	0,1	1,6	2	3	6,7

Für eine angenommene Strömungsgeschwindigkeit der Wetter von 2 m/s (laut /ALK 06/ typische Geschwindigkeit in ERAM) sind die konservativ⁵ abgeschätzten Aerosolabscheidungen für die unterschiedlichen Partikelgrößenintervalle in Abb. 6.8 dargestellt. Für die kleinsten Aerosole und Gase wird keine Abscheidung angenommen, n bleibt unabhängig von der Wegstrecke untertage bei 100 % der anfänglichen Partikelkonzentration n_0 . Die Partikel bis zu einem AED von 5 μm sind nach 3 km unter Tage (dies entspricht bei einer Strömungsgeschwindigkeit von 2 m/s 25 Minuten Reisezeit der Wetter unter Tage) noch zu nahezu 90 % ihres Startwertes in der Luft vorhanden, die ebenfalls noch lungengängigen Aerosole bis 10 μm AED werden auf derselben Strecke hingegen zu über 90 % abgeschieden, lediglich um die 10 % des Startwertes

⁵ Konservativ bedeutet hier, dass in der Realität höhere Abscheidungen und damit geringere Konzentrationen in der Abluft zu erwarten sind.

sind noch in der Abluft. Von den Partikeln zwischen 10 µm und 20 µm AED verbleiben nach dieser Strecke noch ca. 5 % des Startwertes und von den Partikeln zwischen 20 µm und 40 µm verbleibt noch ca. 1 % des Startwertes. Von den verhältnismäßig großen Partikeln zwischen 40 µm und 70 µm AED sind nach dieser konservativen Abschätzung bereits nach rund 2000 m waagrechter Wegstrecke nur noch rund 1 ‰ des Startwertes in der Abluft vorhanden.

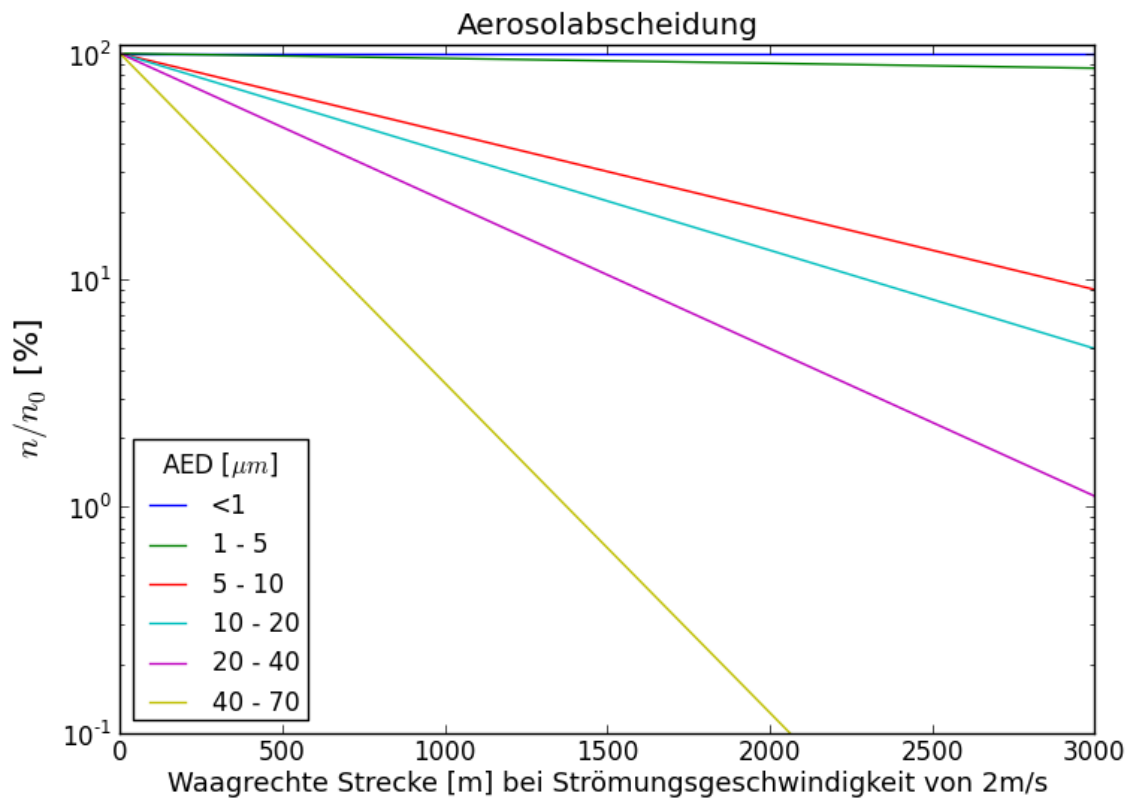


Abb. 6.8 Konservative Abschätzung der Aerosolabscheidung in Abhängigkeit von der waagrechten Entfernung zum Abwetteraustritt für verschiedene Aerosolgrößen bei einer Strömungsgeschwindigkeit der Wetter von 2 m/s

Nachdem der Transportprozess bis zum Abwetteraustritt betrachtet wurde, stellt sich die Frage nach der Quellkonfiguration in die Umgebungsluft. Ein entscheidender Parameter für das Ausbreitungsverhalten in der Atmosphäre ist dabei die Höhe der Quelle über Grund. Maßgeblich ist dabei nicht nur gegebenenfalls die Bauhöhe eines Abluftkamins, sondern auch die Geschwindigkeit, mit der die Abluft aus dem Kamin austritt, die Temperaturdifferenz zur umgebenden Luft sowie die Windgeschwindigkeit in Austrittshöhe. Berechnungsmethoden zu dieser sogenannten Abgasfahnenüberhöhung Δh sind in /VDI 85/ festgelegt. Eine konservative Wahl für die radiologische Konsequenzenanalyse ist es, von keiner Abgasfahnenüberhöhung auszugehen ($\Delta h = 0$) und

die Quellhöhe H somit mit der Bauhöhe des Abluftkamins H_K gleichzusetzen, wie es z. B. in /GAR 09/ praktiziert wurde.

Sind Quellhöhe und partikelgrößenabhängige Quellstärken (für die unter Tage freigesetzten Radionuklide) in die Umgebungsluft festgelegt, können atmosphärische Ausbreitungsrechnungen durchgeführt werden. Dazu stehen zum einen verschiedene Modelle für unterschiedliche Anwendungsfälle zur Verfügung. Zum anderen können unterschiedliche Verfahren (sogenannte deterministische bzw. probabilistische Ansätze) zur Berücksichtigung von meteorologischen Ausbreitungssituationen verwendet werden. Im Folgenden (Abschnitt 6.2.2.1) wird zunächst auf die verschiedenen Ausbreitungsmodelle eingegangen und im Anschluss auf das deterministische bzw. probabilistische Verfahren eingegangen (Abschnitt 6.2.2.2).

6.2.2.1 Ausbreitungsmodelle

In den „Störfallberechnungsgrundlagen“ (SBG) /SSK 94/ sowie der Neufassung des Kapitels 4 der SBG /SSK 04/ wird für die atmosphärische Ausbreitungsrechnung das Gauß-Fahnenmodell zur Berechnung von Kurzzeitausbreitungsfaktoren $\hat{\chi}$, Kurzzeit-Washoutfaktoren $\hat{W}$ bzw. Ablagerungen durch Niederschlag B_W sowie durch trockene Ablagerung entstehende Bodenkontamination B in Abhängigkeit von der Entfernung zum Quellort entlang der Ausbreitungsrichtung der Abgasfahne (x), dem Abstand von der Mitte der Fahnenachse (y), der Quellhöhe (H) und sogenannten Ausbreitungsparametern ($\sigma_z(x)$ und $\sigma_y(x)$) verwendet. Die Idee dahinter ist, dass sich die Konzentration C der Luftschadstoffe näherungsweise als eine 2D-Normalverteilung darstellen lässt (vergleiche Abb. 6.9). Dies setzt stark vereinfachende Bedingungen für die Ausbreitung voraus (/SSK 99/, Kapitel 6):

- Stationarität: $\partial C / \partial t = 0$
- Homogene Windverhältnisse mit Transportrichtung längs der x-Achse mit
 $u = u_0, v = w = 0$
- Homogene Turbulenz
- Advektion in Transportrichtung ist viel größer als die Diffusion in Transportrichtung
- Ebenes Gelände
- Totalreflexion am Boden.

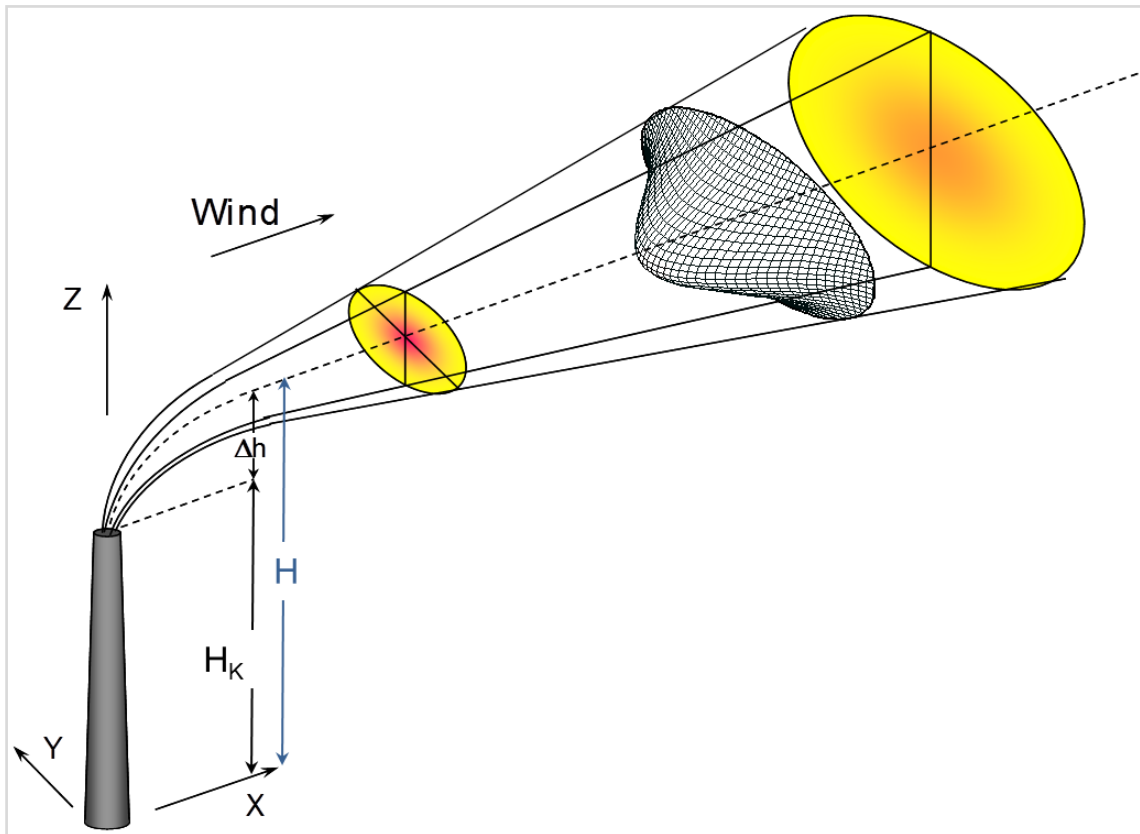


Abb. 6.9 Schematische Darstellung des Gauß-Fahnenmodells

Die Ausbreitungsparameter, quasi die Standardabweichungen der Normalverteilung, hängen dabei von der Diffusionskategorie (auch als Ausbreitungsklasse bezeichnet) ab, die ein Maß für die Stabilität der thermischen Schichtung der Atmosphäre darstellt (siehe Tab. 6.3).

Tab. 6.3 Diffusionskategorien nach Pasquill, Gifford bzw. Klug, Manier

Thermische Schichtung	Diffusionskategorien	
	<i>Pasquill, Gifford</i> kerntechnische Regeln	<i>Klug, Manier</i> TA-Luft, VDI-Richtlinien
sehr labil	A	V
labil	B	IV
schwach labil	C	III ₂
neutral	D	III ₁
stabil	E	II
stark stabil	F	I

Bei den Ausbreitungsparametern handelt es sich um empirisch bestimmte Parameter, die aus Ausbreitungsexperimenten bei einer großen Bodenrauigkeit und Quellhöhen von mindestens 50 m ermittelt wurden. Wie in der wissenschaftlichen Begründung zur Anpassung der Berechnung der Strahlenexposition innerhalb der SBG /SSK 99/ („Begründung“) erläutert, ist das Gauß-Fahnenmodell und die dort angegebenen Ausbreitungsparameter nur bedingt anwendbar bei „geringer Bodenrauigkeit, in unmittelbarer Quellnähe oder in großer Quellferne, beim Vorhandensein von Gebäuden, bei stark orographisch gegliedertem Gelände.“

Für die Berechnung der Bodenkontamination durch trockene Deposition werden die zeitintegrierten Konzentrationen der bodennahen Luft (Quellterm Q mal Ausbreitungsfaktor χ) mit einer Ablagerungsgeschwindigkeit v_g multipliziert. Diese Ablagerungsgeschwindigkeit ist insbesondere abhängig von der Partikelgröße. Für die Verwendung des in der SBG angegebenen Wertes wird in der „Begründung“ daher darauf hingewiesen, dass für die Betrachtung von Störfällen bei anderen kerntechnischen Anlagen diese Geschwindigkeit überprüft werden solle und gegebenenfalls herab- oder heraufgesetzt werden müsse.

Für die Berechnung der Bodenkontamination durch Niederschlag wird die über die komplette vertikale Ausdehnung der Wolke integrierte Nuklidkonzentration mit einem Washoutkoeffizienten Λ , der von der Niederschlagsintensität I und empirischen Werten für den Washoutkoeffizienten Λ_0 bei der Niederschlagsintensität I_0 von 1 mm/h sowie dem Washoutexponenten κ abhängt, multipliziert. In den Begründungen wird dabei darauf hingewiesen, dass der gewählte Wert für Λ_0 für normal gefilterte Ableitung bestimmt wurde und für Ableitungen über Störfallfilter geringer sowie bei ungefilterten Ableitungen höher anzusetzen sei.

Aufgrund der oben genannten Einschränkungen bei der Anwendbarkeit des Gauß-Fahnenmodells und der Tatsache, dass Deposition von Luftschadstoffen nur approximativ und die Sedimentation von Aerosolpartikeln nicht explizit behandelt werden können, wird bei Fragen der konventionellen Luftreinhaltung in Deutschland schon seit dem Jahr 2002 die Verwendung eines Lagrange'schen Partikelmodells nach VDI Richtlinie 3945 Blatt 3 /VDI 00/ für Ausbreitungsrechnungen vorgeschrieben (Anhang 3 der Ersten Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zum Bundes-Immissionsschutzgesetz, Technische Anleitung zur Reinhaltung der Luft – TA Luft /BMU 02/). Aus der Referenzimplementierung des Partikelmodells nach TA Luft, AUSTAL2000, Version 2.2.11

/JAN 06/, wurde das Atmosphärische Radionuklid-Transport-Modell ARTM entwickelt /MAR 07/ und erweitert /MAR 12/, /RIC 15a/. Das Modell entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die aktuelle Version 2.8.0 /RIC 15b/, /RIC 15c/ steht Anwendern zusammen mit der graphischen Benutzeroberfläche GO-ARTM (Version 2.0) zum freien Download auf den Internetseiten des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) /BFS 18b/ zur Verfügung.

Die Verwendung eines Partikelmodells nach VDI 3945 Blatt 3 setzt voraus, dass dem Modell ein mittleres Windfeld, die dazu passenden dreidimensionalen Turbulenzparameter sowie Quellparameter (Quellstärke, Quellort bzw. Quellorte als Punkt-, Linien-, Flächen- oder Volumenquellen, physikalisch/chemische Eigenschaften der Emissionen) für den gesamten Simulationszeitraum zeitlich aufgelöst vorliegen. Die Verteilung der Luftschadstoffe wird dann anhand von Partikeln, die mit dem mittleren Windfeld transportiert werden, simuliert. Zusätzlich zu dieser Advektion mit dem zeitlich gemittelten Windfeld, wird den Partikeln im Modell, angepasst an die Stärke der Turbulenz, eine zusätzliche, zufällige Geschwindigkeitskomponente in jedem Simulationszeitschritt aufgeprägt. Partikelgrößenabhängig sowie abhängig von der chemischen Form werden Sedimentation und nasse und trockene Deposition bei der Berechnung der Trajektorien der Partikel berücksichtigt. Der radioaktive Zerfall während des luftgetragenen Transportes wird ebenfalls den physikalischen Gesetzmäßigkeiten entsprechend im Modell berücksichtigt.

Das Wind- und Turbulenzfeld, dass als Input für das Partikelmodell dient, wird bei homogenen räumlichen Randbedingungen (nur vernachlässigbare Geländeunebenheiten und nur niedrige Gebäude im Vergleich zur Quellhöhe, die sich mittels einer Rauigkeitslänge der unteren Modellgrenze parametrisieren lassen, siehe auch Abb. 6.10) mit einem Grenzschichtmodell entsprechend VDI Richtlinie 3783 Blatt 8 berechnet (bisher /VDI 02/, derzeit findet die Anpassung an die aktualisierte Version /VDI 17/ statt). Dabei wird lediglich ein standardisiertes Wind- und Turbulenzprofil berechnet, welches dann im gesamten, horizontal homogenen Simulationsgebiet angewendet wird. Dabei wird das Standardprofil zur Rauigkeitslänge, Verdrängungshöhe und vorliegender Diffusionskategorie an eine Punktmessung der Windgeschwindigkeit und -richtung skaliert.

Ist der orographische Einfluss auf das Windfeld nicht vernachlässigbar oder sind in der Nähe der Quelle Gebäude, die den Abtransport der Luftschadstoffe bzw. Radionuklide wesentlich beeinflussen, dann verwendet ARTM das diagnostische Windfeldmodell TALdia /JAN 04/, welches eine Näherungslösung für das Wind- und Turbulenzfeld, das

durch Gebäude oder Geländeunebenheiten beeinflusst ist, erstellt. Bei diesem Modelltyp wird nicht nach einer Lösung der Navier-Stokes-Gleichungen gesucht, sondern es werden lediglich anhand von Analogieschlüssen die beobachtbaren Phänomene, wie z. B. Wirbel und erhöhte Turbulenz im Lee eines Gebäudes, nachgebildet. Aufgrund des einfachen Modellierungsansatzes sind der Anwendung diagnostischer Windfeldmodelle in der TA Luft enge Grenzen gesetzt. Dadurch soll sichergestellt werden, dass mit diesen Näherungslösungen des Windfeldes keine Ausbreitungssituationen simuliert werden, in denen Gebäude einen entscheidenden Einfluss auf die Ergebnisse einer Ausbreitsrechnung haben (z. B. einer Quellposition innerhalb von verwinkelten Straßenschluchten). Schematisch sind die Einschränkungen für die Verwendung eines diagnostischen Windfeldmodells als Entscheidungsbaum in Abb. 6.10 dargestellt. Wie darin verdeutlicht, wird für den Fall, dass Bodenunebenheiten weder über die Rauigkeitslänge parametrisiert noch mittels eines diagnostischen Windfeldmodells berücksichtigt werden sollten, die Verwendung eines prognostischen Windfeldmodells (bei denen die physikalischen Erhaltungsgleichungen für Masse und Impuls numerisch gelöst werden) oder von Windkanaluntersuchungen verlangt.

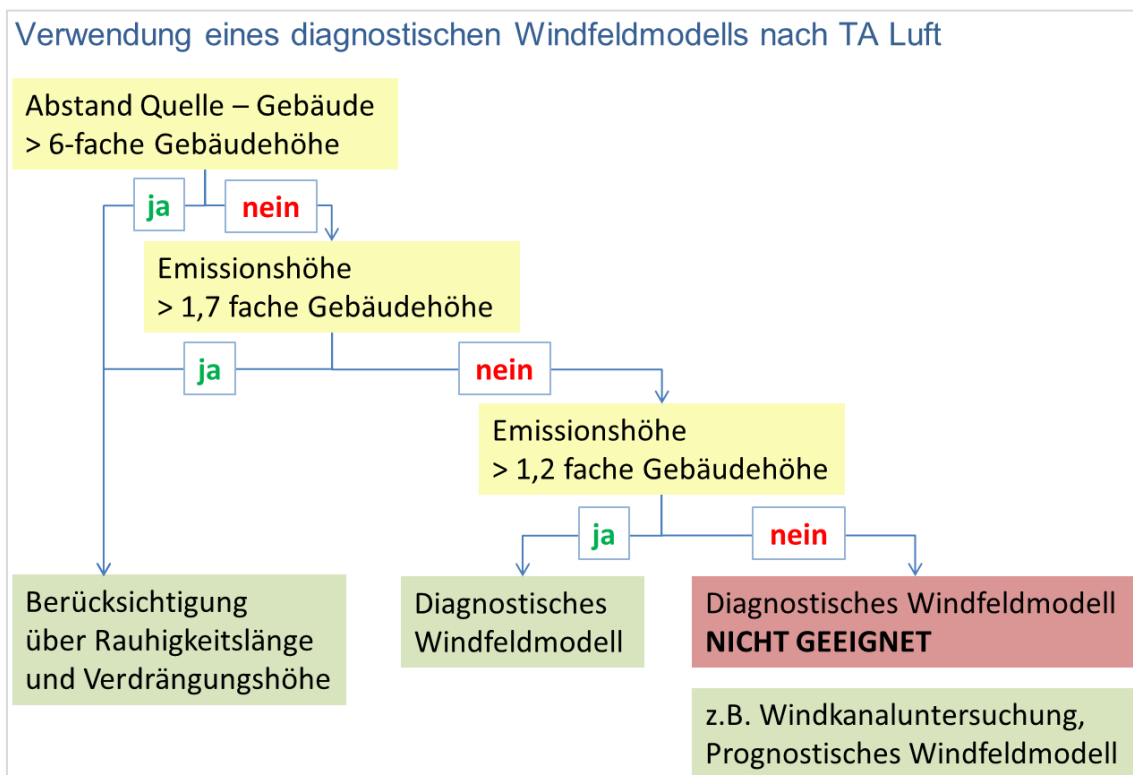


Abb. 6.10 Schematische Darstellung der Festlegungen der TA Luft zur Verwendung eines diagnostischen Windfeldmodells in Abhängigkeit von Quell- und Gebäudehöhe und Abstand zwischen Quelle und Gebäuden

Als Ergebnisse der Ausbreitungsrechnungen mit ARTM werden über den Simulationszeitraum gemittelte Konzentrationsverteilungen 3-dimensional für jede Gitterzelle des Modellgitters ausgegeben, ebenso für jede Boden-Gitterzelle die nasse und trockene Deposition sowie die Gamma-Wolkenstrahlung. Aus diesen 3- bzw. 2-dimensional vorliegenden Aktivitätswerten für jedes freigesetzte Radionuklid kann dann mithilfe eines Dosisprogramms entsprechend der Berechnungsvorschriften (beispielsweise mit Festlegungen zu Verzehr- und Atemraten und Transferfaktoren von der Luft bis in Lebensmittel) aus den SBG /SSK 94/ unterschiedliche Dosiswerte für die verschiedenen Altersgruppen berechnen. Dabei werden die Expositionspfade Inhalation, Ingestion sowie äußere Strahlenexposition durch Gamma- und Betastrahlung berücksichtigt.

6.2.2.2 Deterministik und Probabilistik

Zur Nachweisführung der Einhaltung der Schutzziele und Grenzwerte nach Abschnitt 6.1 gibt es die beiden methodisch unterschiedlichen Verfahren der Deterministik und der Probabilistik.

Deterministische Vorgehensweise

Es werden abdeckende Parametersätze zur Ermittlung einer Zielgröße vorgegeben. Mit diesen Parametern wird dann jeweils ein Ergebnis berechnet und nachfolgend unter diesen Ergebnissen das ungünstigste ausgewählt. Diese Größe ist dann der deterministisch ermittelte Wert.

Im Falle der Störfallbetrachtung und dem Nachweis Einhaltung der Grenzwerte bezieht sich die deterministische Vorgehensweise auf die Wahl der meteorologischen Eingangsparameter Windgeschwindigkeit, Windrichtung, Diffusionskategorie und Regenrate bei der Dosisberechnung.

Die Störfallberechnungsgrundlagen /SSK 94/ geben folgende Parameter bei der deterministischen Vorgehensweise für Emissionsdauern bis zu 8 Stunden⁶ vor:

- Berechnung des Maximums unter der Fahnenachse für alle sechs Diffusionskategorien A, B, C, D, E und F

⁶ Bei längeren Emissionszeiten gelten andere, weniger restriktive Vorgaben

- Windgeschwindigkeit von 1 m/s in 10 m Höhe über Grund und eine
- Regenrate von 5 mm/h für die Diffusionskategorien C, D und E.

Das Maximum der Expositionsrechnung für diese sechs Fälle ergibt dann den deterministischen Dosiswert.

Probabilistische Vorgehensweise

Bei der probabilistischen Vorgehensweise werden fall- oder standortspezifische Parameter verwendet und für alle real existierenden Kombinationen eine Zielgröße ermittelt. Alle diese berechneten Werte werden entsprechend der bedingten Wahrscheinlichkeit ihres Vorkommens und dem resultierenden Zielwert sortiert und in sogenannten komplementär kumulativen Wahrscheinlichkeitsverteilungen (CCFD) dargestellt. Aus dieser CCFD ist dann mit Hilfe eines vorgegebenen Perzentil-Wertes der probabilistische Wert abzulesen, der angibt mit welcher Wahrscheinlichkeit die Zielgröße unterschritten wird.

Bei Anwendungen der Störfallberechnungsgrundlagen wird ein fünfjähriger Zeitraum (oder ein ausgewähltes repräsentatives Jahr) an meteorologischen Daten zugrunde gelegt. Für jede Stunde⁷ wird dann der mögliche Beginn einer Freisetzung angenommen und die radiologischen Folgen für diese meteorologische Situation ermittelt. Alle Ergebnisse werden entsprechend der bedingten Wahrscheinlichkeit ihres Vorkommens und dem erhaltenen Wert für die Exposition sortiert und in einer CCFD dargestellt. Den probabilistischen Wert erhält man aus dieser Verteilung in dem das 95 – Perzentil abgelesen wird, also der Dosiswert, der in 95 % aller Fälle unterschritten wird.

6.2.3 Dosisberechnung

Auf der Basis der mit den Vorgaben von /SSK 94/ mit dem Gauß-Fahnenmodell (oder falls es die Situation erfordert ein entsprechend aufwändigeres Ausbreitungsmodell) berechneten Störfallausbreitungsfaktoren, Störfall-Falloutfaktoren, Störfall-Washoutfaktoren und Störfallausbreitungsfaktoren für die Gammasubmersion werden Formeln für die Ermittlung der einzelnen Dosisbeiträge angegeben. Die dabei zu verwenden Pa-

⁷ Oder zumindest eine hinreichend hohe Anzahl an Stunden

parameter und Verfahren (z. B. Verzehraten, Atemraten oder Verweilkonstanten bzw. Einfluss von Orografie und thermischer Überhöhung) werden beschrieben und sind im Anhang festgelegt.

Die einzelnen zu berücksichtigenden Expositionspfade sind:

- Äußere Strahlenexposition
 - Exposition durch Betastrahlung innerhalb der Abluftfahne (Betasubmersion)
 - Exposition durch Gammastrahlung aus der Abluftfahne (Gamma submersion)
 - Exposition durch Gammastrahlung der am Boden abgelagerten radioaktiven Stoffe (Bodenstrahlung)
- Innere Strahlenexposition
 - Exposition durch Radionuklide, die mit der Atemluft inhaliert werden (Inhalation)
 - Exposition durch Radionuklide, die durch den Verzehr von Lebensmitteln inkorporiert werden (Ingestion)
 - Luft – Pflanze
 - Luft – Futterpflanze – Kuh – Milch
 - Luft – Futterpflanze – Tier – Fleisch.

Es sind jeweils die Nuklid-, Expositionspfad- und altersspezifischen Dosiskoeffizienten bzw. Dosisleistungsfaktoren aus den im Bundesanzeiger veröffentlichten Tabellen (aktuelle Fassung /BFS 01a/, /BFS 01b/) zu verwenden.

Für jedes freigesetzte Radionuklid werden die einzelnen Beiträge der Expositionspfade für die effektive Dosis oder die Teilkörperdosen an jedem in Frage kommenden Referenzort summiert. Bei der äußeren Strahlenexposition und der Inhalation ist die Stelle zu identifizieren, an der die Summe dieser beiden Beiträge am höchsten ist. Zusätzlich sind die Maximalwerte bei den Ingestionsdosen zu identifizieren.

7 Zusammenfassung und Ausblick

Im Forschungsvorhabens 4715E03410, AP 1, wurde die Weiterentwicklung sicherheitstechnischer Bewertungen in der Störfallanalyse für Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung untersucht. Dazu wurden ausgewählte Aspekte der Störfallanalyse zur sicherheitstechnischen Bewertung für Endlager in Anlehnung an die Ergebnisse aus dem Vorgängervorhaben 3612R03410, also zur Anpassung an den Stand von W&T weiterentwickelt. Es wurde betrachtet, wie internationale Entwicklungen und Anforderungen an Regelwerke in Bezug auf Störfallanalysen für Endlager für vernachlässigbar wärmeentwickelnde Abfälle berücksichtigt werden. Schwerpunkte der Arbeiten stellten die Weiterentwicklung einer Bewertungsmatrix (unter Einbeziehung von Störfallhäufigkeiten und radiologischer Freisetzung) zur Störfallklassifizierung und die Einbindung probabilistischer Elemente in die deterministische SFA dar. Da es bisher keine ausreichenden Empfehlungen zum Umgang mit Betriebserfahrungen im Rahmen der SFA für Endlager gibt, wurde sich im Rahmen dieses Vorhabens intensiv mit dieser Thematik auseinandergesetzt.

In einem ersten Schritt (Kap. 2) wurde der Stand von Wissenschaft und Technik im Hinblick auf nationale sowie internationale Anforderungen an die Störfallanalyse und deren Methodik aufgearbeitet. Das nationale Regelwerk sowie untergesetzliche Empfehlungen wurden auf Änderungen, die sich seit dem Abschluss des Vorgängervorhabens 3612R03410 ergeben haben, geprüft. Internationale Vorgehensweisen wurden einander gegenübergestellt und Unterschiede aufgezeigt.

Im Kap. 3 (Störfallbewertung) wurden zunächst Grundlagen der Risikobewertung von Störfällen erarbeitet. Bewertungsmechanismen aus verschiedenen Ländern, z. B. Frankreich und Finnland, wurden vorgestellt. In diesen Ländern erfolgt eine feinere Gliederung in Eintrittshäufigkeitsklassen und Schadensklassen. Auf dieser Basis erfolgte die Fortentwicklung einer Bewertungsmethode für Störfälle mit Eintrittshäufigkeits- und Expositionsklassen. Ausgangspunkt für die Zahlenwerte der Expositionsklassen sind die Strahlenschutzverordnung /SSV 17/ sowie eine Unterlage der ICRP /ICRP 93/. Die dargestellten Werte sollen als Vorschläge verstanden werden; eine umfangreichere Untersuchung wäre zur Festlegung von Werten empfehlenswert. Das hier entwickelte Schema könnte der Einordnung, welche Störfälle einen besonders hohen Beitrag am Gesamtrisiko der Anlage haben, dienen. Ein weiterer Vorteil dieses Schemas liegt in der Bewertung von Vorsorgemaßnahmen für Störfälle um abzuschätzen,

ob eine Maßnahme sinnvoll ist, bzw. eine Auswahl aus mehreren zur Verfügung stehenden Maßnahmen zu treffen.

Ein weiterer Schwerpunkt des Projektes waren Untersuchungen der Einbindung von Betriebserfahrung in die Störfallanalyse (Kap. 4). Betriebserfahrung fließt an vielen Stellen in die Störfallanalyse ein. Aus diesem Grund ist es wichtig, hierfür mögliche Quellen zu kennen und Kriterien für die Einbeziehung von Daten zugrunde zu legen. Grundsätzlich sind Daten aus der betrachteten Anlage anderen Daten vorzuziehen. Oftmals sind diese Daten aus der betrachteten Anlage jedoch gerade zu Beginn der Betriebszeit nicht oder nur in sehr geringem Maße vorhanden. Bei der Verwendung von Betriebserfahrung aus anderen Anlagen sind je nach Einzelfall unterschiedliche Informationen im Hinblick auf die Betriebserfahrung relevant. Zu beachten wäre beispielsweise ob die Daten unter ähnlichen Umgebungs- und Standortbedingungen gewonnen wurden oder ob in dem Betrieb, aus dem die Daten stammen, eine vergleichbare Sicherheitskultur gelebt wird. Unter Betriebserfahrung werden hier nicht ausschließlich Unfallstatistiken oder Datensätze verstanden. Betriebserfahrung kann ebenfalls in der persönlichen Erfahrung eines Mitarbeiters mit einem Anlagensystem bestehen. Folglich ist Betriebserfahrung ein vielschichtiger Begriff und es fehlt bis jetzt an Empfehlungen zum Umgang mit und zur Einbindung von ebendieser. Daten aus Betriebserfahrungen sind oft mit erheblichen Unsicherheiten behaftet, deshalb enthält Kap. 4 u. a. einen Abschnitt zu Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen, welchem Zweck die verschiedenen Analysen dienen und wie diese eingesetzt werden können.

Im Kapitel 5 wurden zunächst die Ansätze von Probabilistik und Deterministik einander gegenübergestellt und aufgezeigt, an welchen Stellen die deterministisch geprägte Störfallanalyse Konrad bereits Probabilistik enthält. Anschließend wurden unterschiedliche Werkzeuge aus der probabilistischen Sicherheitsanalyse für KKW vorgestellt und eine mögliche Übertragung von Instrumenten, wie etwa der Fehlerbaumanalyse, auf die Störfallanalyse für Endlager dargelegt. Das Zusammenspiel der probabilistischen Instrumente in der Störfallanalyse für Endlager mit der weiterentwickelten Bewertungsmethode aus Kap. 3 und der an unterschiedlichen Stellen einfließenden Betriebserfahrung wurde demonstriert.

In Kapitel 6 wurden Anforderungen an die Bestimmung der Freisetzungssanteile aus Abfallgebinden bei mechanischer und thermischer Belastung behandelt. Außerdem wurde der Stand von Wissenschaft und Technik bei der atmosphärischen Ausbreitungsrechnung und Dosisberechnung aufgearbeitet.

Ausblick

Vor dem Hintergrund internationaler Entwicklungen, wie z. B. in der *Expert Group on Operational Safety* der OECD-NEA, ist die Eingliederung der Störfallanalyse und ihrer Begrifflichkeiten in das übergreifende Konzept des Safety Case empfehlenswert.

In diesem Vorhaben wurden die zwei Phasen Betrieb und Nachverschlussphase strikt voneinander getrennt untersucht. Inzwischen wird jedoch, basierend auf der internationalen Entwicklung von Wissenschaft und Technik, Forschungsbedarf bezüglich der Wechselwirkungen und gegenseitigen Auswirkungen zwischen Maßnahmen der Betriebssicherheit und der Langzeitsicherheit gesehen.

Für die Bestimmung und Zuordnung von Freisetzunganteilen, könnten die bisherigen Klassierungen der Abfallgebinde dahingehend optimiert werden, dass von den mechanischen (einen Aufprall abdämpfenden) und thermischen (isolierenden) Eigenschaften Kredit genommen werden kann. Dadurch ließen sich unnötige Konservativitäten vermeiden.

Literaturverzeichnis

- /ABA 15/ Abadie, P.-M.: CIGÉO The French HL and IL-LL waste repository in a clay formation. Präsentation, Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA), 59th General Conference 2015, Side Event: Developing Solutions for Deep Geological Disposal of High Level Waste and Spent Nuclear Fuel, International Atomic Energy Agency (IAEA), 16. September 2015.
- /ALK 06/ Alkan, H., Bracke, G., Müller, W., Marić, D.: Modellierung des Aerosoltransports im ERAM bei einem angenommenen Lastfall in der Durchsumpfungsrube bzw. den Versuchsbereichen zur Durchsumpfung. Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH, ISTec-A-1034 (Rev. 0): Köln, 1. Dezember 2006.
- /AND 01/ Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) (Hrsg.): Dossier 2001 Argile, Rapport de synthèse. Dezember 2001.
- /AND 05a/ Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) (Hrsg.): Dossier 2005 Argile, Tome: Safety evaluation of a geological repository. Report Series, 525 S., ISBN 2-9510108-7-70108-8-5: Châte-nay-Malabry, France, 2005.
- /AND 05b/ Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA): Dossier 2005 Argile, Synthesis: Evaluation of the feasibility of a geological repository in an argillaceous formation, Meuse/Haute-Marne site. Collection les Rapports, Bd. 268, 241 S., ISBN 2-916162-00-3: Châte-nay-Malabry, France, 2005.
- /AND 12/ Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA): Kontrolle der Sicherheit des Endlagers. Stand vom 14. September 2012, erreichbar unter <http://cigeo.com/de/sicherheit-der-anlage/kontrolle-der-sicherheit-des-endlagers>, abgerufen am 27. März 2018.
- /AND 13 / Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA): The Cigeo Project, Meuse/Haute-Marne reversible geological disposal facility for radioactive waste. 104 S., Juli 2013.

- /ANV 14/ ANV: Nuclear Facilities Fissionable Materials and Ores Decree, zuletzt geändert 16. Mai 2014. 2014.
- /ARU 07/ Arunraj, N. S., Maiti, J.: Risk-based maintenance - Techniques and applications. Journal of Hazardous Materials, Nr. 142, S. 653–661, 2007.
- /ATG 16/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) in der Fassung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I 1985, Nr. 41, S. 1565-1583), zuletzt geändert 26. Juli 2016 (BGBl. I 2016, Nr. 37, S. 1843–1847).
- /ATS 10/ Verordnung über den kerntechnischen Sicherheitsbeauftragten und über die Meldung von Störfällen und sonstigen Ereignissen (Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung - AtSMV) (AtSMV), zuletzt geändert 8. Juni 2010.
- /AVE 08/ Aven, T.: A semi-quantitative approach to risk analysis, as an alternative to QRAs. Reliability Engineering & System Safety, Bd. 93, Nr. 6, S. 790–797, DOI 10.1016/j.ress.2007.03.025, 2008.
- /BFE 05/ Leitfaden zur Durchführung der „Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse, zuletzt geändert Januar 2005 (Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz 2005).
- /BFE 17/ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit (BfE): Jahresberichte zu meldepflichtigen Ereignissen. Stand vom 22. Juni 2017, erreichbar unter https://www.bfe.bund.de/DE/kt/ereignisse/berichte/jahresberichte/jahresberichte_node.html, abgerufen am 5. März 2018.
- /BFE 18/ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit (BfE): Störfallmeldestelle des BfE. erreichbar unter https://www.bfe.bund.de/DE/kt/ereignisse/stoerfallmeldestelle/stoerfallmeldestelle_node.html, abgerufen am 5. März 2018.

- /BFR 14/ Bundesinstitut für Risikobewertung (BfR): Leitfaden zur Unsicherheitsanalyse in der Expositionsschätzung, Empfehlung der Kommission für Expositionsschätzung und -standardisierung des Bundesinstituts für Risikobewertung. 54 S.: Berlin, 03.2014.
- /BFS 83/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung - Störfall-Leitlinien. Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz (RS-Handbuch), RS-Handbuch 3-33.1, 7 S., 18. Oktober 1983.
- /BFS 96/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Systemanalyse Konrad, Teil 3. Ermittlung und Klassifizierung von Störfällen. EU 228, 135 S., 15. Januar 1996.
- /BFS 01a/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Dosiskoeffizienten bei innerer Strahlenexposition für Einzelpersonen der Bevölkerung. Beilage 160 a und b zum Bundesanzeiger vom 28. August 2001, erreichbar unter <http://www.bfs.de/bfs/recht/dosis.html>: Berlin, 1. Januar 2001.
- /BFS 01b/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Dosiskoeffizienten zur Berechnung der Strahlenexposition, Teil II.1 Dosiskoeffizienten bei innerer Strahlenexposition für Einzelpersonen der Bevölkerung, zuletzt geändert 28. August 2001. (BANz. 2001 Beilage 160 a und b), 2001.
- /BFS 05/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, Facharbeitskreis: Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke. 321 S., ISBN 3-86509-414-7, Wirtschaftsverlag NW / Verlag für neue Wissenschaft GmbH: Salzgitter, 2005.
- /BFS 17a/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Das Strahlenschutzgesetz. Stand vom 11. Mai 2017, erreichbar unter <http://www.bfs.de/DE/bfs/gesetzregelungen/strahlenschutzgesetz/strahlenschutzgesetz.html>, abgerufen am 19. März 2018.

- /BFS 17b/ Kugel, K., Möller, K. (Hrsg.): Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Februar 2017), Endlager Konrad, Zurückgenommen am 23.05.2017. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), 102 S., Februar 2017.
- /BFS 18a/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Wie hoch ist die natürliche Strahlenbelastung in Deutschland? erreichbar unter http://www.bfs.de/DE/themen/ion/umwelt/natuerliche-strahlenbelastung/natuerliche-strahlenbelastung_node.html, abgerufen am 10. September 2018.
- /BFS 18b/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) (Hrsg.): BfS - Emissionsüberwachung - Atmosphärisches Radionuklid-Transport-Modell (ARTM) mit Dosismodul (DARTM). Stand vom 19. Juli 2018, erreichbar unter <http://www.bfs.de/DE/themen/ion/umwelt/luft-boden/emissionsueberwachung/artm.html>, abgerufen am 11. September 2018.
- /BMU 02/ Erste Allgemeine Verwaltungsvorschrift zum Bundes-Immissionsschutzgesetz (Technische Anleitung zur Reinhaltung der Luft – TA Luft) in der Fassung vom 24. Juli 2002.
- /BMU 05/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Nutzung probabilistischer Methoden in der europäischen Genehmigungspraxis und deren Nutzbarkeit im deutschen Störfallrecht, insbesondere aus Sicht der Umweltverbände, Einführung in die Thematik aus Sicht des BMU. In: Öko-Institut e.V., Gesellschaft für Infrastruktur und Umwelt mbH: Nutzung probabilistischer Methoden in der europäischen Genehmigungspraxis und deren Nutzbarkeit im deutschen Störfallrecht, insbesondere aus Sicht der Umweltverbände. Workshop - Risikomanagement, Bonn, 30.09.2005 - 01.10.2005, 2005.
- /BMU 10/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle. 22 S.: Bonn, 30. September 2010.

- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Durchführung der Strahlenschutzverordnung und der Röntgenverordnung: Berichterstattung über besondere Vorkommnisse. 2 S., 30. März 2015.
- /BMUB 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke. 102 S., März 2015.
- /BOE 06/ Boetsch, W. U., Gründler, D., Thiel, J.: Identification of release rates as a consequence of thermal impact on RADWASTE - Experimental Studies, Waste Mangement Symposium, 26 February - 2 March. Tucson, erreichbar unter <http://www.wmsym.org/archives/2006/index.html>, abgerufen am 11. September 2018.
- /BRÜ 13/ Brücher, W., Büttner, U., Eich, P., Martens, R., Richter, C., Schrödl, E., Sentuc, F.-N., Thielen, H.: Vertiefung und Ergänzung ausgewählter Aspekte der Abfalltransportrisikoanalyse für die Standortregion der Schachtanlage Konrad, Abschlussbericht zum Vorhaben 3607R02600 Arbeitspaket 1 Teilaufgaben 11-14. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3684, 162 S.: Köln, Februar 2013.
- /DAN 12/ Dangendorf, S., Burzel, A., Wahl, T.: Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse im Rahmen einer integrierten Risikoanalyse, Zwischenbericht Aktivität 4.5. 63 S., 13. April 2012.
- /DIN 81/ Deutsches Institut für Normung e.V. (DIN): Fehlerbaumanalyse - Methode und Bildzeichen. DIN 25424:1981-09, 8 S., Beuth Verlag, 1981.
- /DIN 85/ Deutsches Institut für Normung e.V. (DIN): Ereignisablaufanalyse - Verfahren, graphische Symbole und Auswertung. DIN 25419:1985-11, 5 S., 1985.
- /DIN 15/ Deutsches Institut für Normung e.V. (DIN): Begriffe der Kerntechnik. DIN 25401:2015-04, 2015.

- /DOE 16/ U.S. Department of Energy (DOE): Safety Evaluation Report for Approval of DOE/WIPP 07-3372, Waste Isolation Pilot Plant Documented Safety Analysis, Revision 5 and DOE/WIPP 07-3373, Waste Isolation Pilot Plant Technical Safety Requirements, Revision 5. U.S. Department of Energy (DOE), Carlsbad Field Office, DOE/WIPP 16-3565 Revision 0, 235 S., 19. April 2016.
- /DRE 12/ Drewitz, Y.: Methodik zur Durchführung einer Quantitativen Risikoanalyse unter Berücksichtigung des Standes der Sicherheitstechnik bei Störfall-Anlagen in Deutschland. Fakultät III, Prozesswissenschaften der Technischen Universität Berlin. Berlin, 2012.
- /ENSI 09/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI): Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis. Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen, G03/d, 21 S., April 2009.
- /ENSI 10/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI): Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen, ENSI-A08. 40 S., Februar 2010.
- /ENSI 14/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI): Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen, Entwurf für die externe Anhörung, Januar 2014, ENSI-G08/d. 15 S., 2014.
- /ESK 13a/ Entsorgungskommission (ESK): ESK-Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Revidierte Fassung vom 10.06.2013. Empfehlung der Entsorgungskommission, 10. Juni 2013.
- /ESK 13b/ Entsorgungskommission (ESK): Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern (Kapitel 9.2.2) und Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (Kapitel 8.2.2), Erläuterung der Änderungen vom 10.06.2013. 10. Juni 2013.

- /ESK 14/ Entsorgungskommission (ESK): ESK-Leitlinien zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle. Empfehlung der Entsorgungskommission, 11 S., 13. März 2014.
- /ESK 15/ Entsorgungskommission (ESK): Leitlinie zum sicheren Betrieb eines Endlagers für insbesondere Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, Empfehlung der Entsorgungskommission. 16 S., 10. Dezember 2015.
- /EUR 11/ Richtlinie 2011/70/EURATOM des Rates vom 19. Juli 2011 über einen Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Amtsblatt der Europäischen Union), zuletzt geändert 19. Juli 2011 (Amtsblatt der Europäischen Union 2011, Nr. L 199/48, S. 9).
- /EUR 12/ Richtlinie 2012/18/EU des Europäischen Parlaments und des Rates vom 4. Juli 2012 zur Beherrschung der Gefahren schwerer Unfälle mit gefährlichen Stoffen, zur Änderung und anschließenden Aufhebung der Richtlinie 96/82/EG des Rates.
- /GAR 09/ Garisto, N. C., Hussain, S., Ho, A.: Preclosure Safety Assessment (V1) Report. Nuclear Waste Management Organization, NWMO DGR-TR-2009-09, August 2009.
- /GGV 17/ 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 vom 30. März 2017 (BGBl. I 2017, Nr. 18, 23, S. 711-749, 993).
- /GLA 08/ Glaeser, H., Krzykacz-Hausmann, B., Luther, W., Schwarz, S., Skorek, T.: Methodenentwicklung und exemplarische Anwendungen zur Bestimmung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammergebnissen, Vorhaben RS1165, Abschlussbericht. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3443, 261 S., November 2008.

- /GRS 91a/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Transportstudie Konrad, Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad, (Hauptband). GRS-A-1755/1: Köln, Juni 1991.
- /GRS 91b/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Transportstudie Konrad, Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad, (Ergänzungsband). GRS-A-1755/2: Köln, Juni 1991.
- /GRS 14/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen: klassische Methode. Köln, Stand vom 28. Oktober 2014, erreichbar unter <http://grs-portal.grs.de/B61/A612/SfH/SfH/erstellen/unsich.html>, abgerufen am 11. Dezember 2017.
- /GRS 17/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: PSA: Risikoanalysen in der Kerntechnik. Stand vom 17. März 2017, erreichbar unter http://www.grs.de/content/risikoanalysen_psa, abgerufen am 17. März 2017.
- /GRÜ 84/ Gründler, D.: Systemanalyse Konrad, Teil 2, Bestimmung störfallbedingter Aktivitätsfreisetzung auf der Basis von Abfalldaten. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-1159: Köln, November 1984.
- /GRÜ 87/ Gründler, D.: Systemanalyse Konrad, Teil 3, Bestimmung störfallbedingter Aktivitätsfreisetzung. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-1389: Köln, November 1987.
- /GRÜ 89/ Gründler, D., Kofahl, A., Mielke, H., Wurtinger, W.: Systemanalyse Konrad, Teil 3, Ermittlung und Klassifizierung von Störfällen, 2. Revision. GRS-A-1504, November 1989.

- /HAR 15/ Hartwig-Thurat, E., Uhlmann, S.: Untersuchung und Entwicklung von sicherheitstechnischen Bewertungen für Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung und Bereitstellung des notwendigen Instrumentariums am Beispiel des Endlagers Konrad, AP 1: Weiterentwicklung der Methodik für die Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-383, ISBN 978-3-944161-64-8: Köln, 2015.
- /HAR 18/ Hartwig-Thurat, E., Krischer, A., Richter, C., Uhlmann, S., Faß, T.: Weiterentwicklung eines Konzepts für Störfallanalysen/Sicherheitsanalysen für die Betriebsphase eines Endlagers für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik, Bericht zum Arbeitspaket 1, Weiterentwicklung sicherheitstechnischer Bewertungen für Endlager mit Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung am Beispiel des Endlagers Konrad (FKZ 4715E03410). Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-512, ISBN 978-3-946607-97-7: Köln, 2018.
- /HSE 92/ Health and Safety Executive (HSE): Safety assessment principles for nuclear plants. 1992.
- /IAEA 95/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, A publication within the NUSS programme. Safety Practices, 50-P-10, 112 S., ISBN 92-0-103395-8, 1995.
- /IAEA 97/ International Atomic Energy Agency (IAEA): INFCIRC/546, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. 36 S., 24. Dezember 1997.
- /IAEA 06/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Fundamental safety principles. IAEA Safety Standards Series, Safety Fundamentals No. SF-1, 21 S., ISBN 92-0-110706-4: Vienna, 2006.
- /IAEA 08/ International Atomic Energy Agency (IAEA): INES: The International Nuclear and Radiological Event Scale, User's Manual. 218 S., 2008.

- /IAEA 10/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IRS Guidelines: Joint IAEA/NEA International Reporting System for Operating Experience, Services Series No. 19. 91 S., 2010.
- /IAEA 11a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste. IAEA Safety Standards Series, Specific Safety Guide No. SSG-14, 124 S., ISBN 978-92-0-111510-2: Vienna, 2011.
- /IAEA 11b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Disposal of Radioactive Waste. IAEA Specific Safety Requirements, SSR-5, 62 S., ISBN 978-92-0-103010-8: Vienna, 2011.
- /IAEA 12/ International Atomic Energy Agency (IAEA): The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste. IAEA Safety Standards Series, Specific Safety Guide SSG-23, ISBN 978-92-0-128310-8: Vienna, 2012.
- /IAEA 14/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Radiation protection and safety of radiation sources, International basic safety standards: general safety requirements. IAEA Safety Standards Series, General Safety Requirements Part 3, No. GSR part 3, 436 S., ISBN 978-92-0-135310-8: Vienna, 2014.
- /IAEA 16a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety assessment for facilities and activities. IAEA Safety Standards Series, General Safety Requirements No. GSR Part 4 (Rev. 1), ISBN 978-92-0-109115-4, 2016.
- /IAEA 16b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): International Low Level Waste Disposal Network (DISPONET). Stand vom 20. Mai 2016, erreichbar unter <https://nucleus.iaea.org/sites/connect/DISPONETpublic/Documents/DISPONET-Brochure.pdf>, abgerufen am 3. November 2017.
- /IAEA 17/ International Atomic Energy Agency (IAEA): GEOSAF Project, International Project on Demonstrating the Safety of Geological Disposal. Stand vom 30. August 2017, erreichbar unter <http://www-ns.iaea.org/projects/geosaf/>, abgerufen am 7. März 2018.

- /ICRP 93/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): A Conceptual Framework. Annals of the ICRP, Nr. 23, 1993.
- /ICRP 09/ Internationale Strahlenschutzkommission (ICRP): Die Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) von 2007, ICRP-Veröffentlichung 103, Verabschiedet im März 2007. Hrsg.: Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), BfS-SCHR-47/09, 138 S.: Salzgitter, November 2009.
- /JAN 04/ Janicke, U., Janicke, L.: Weiterentwicklung eines diagnostischen Windfeldmodells für den anlagenbezogenen Immissionsschutz (TA Luft), Umweltforschungsplan des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Anlagenbezogener Immissionsschutz, Förderkennzeichen (UFOPLAN) 203 43 256, Im Auftrag des Umweltbundesamtes Berlin. Hrsg.: Ingenieurbüro Janicke, Oktober 2004.
- /JAN 06/ Ingenieurbüro Janicke (Hrsg.): AUSTAL2000, Programmbeschreibung zu Version 2.2.11. Dunum, März 2006.
- /KEV 16/ Kernenergieverordnung (KEV) in der Fassung vom 10. Dezember 2004, zuletzt geändert 1. Juli 2016.
- /KÖR 10/ Körber, H.: Praxistaugliche Risikobewertung von Betriebsbereichen und Anlagen, die der 12. BImSchV unterliegen. Präsentation, LUBW Landesanstalt für Umwelt, Messungen und Naturschutz Baden-Württemberg. Präsentation, Juni 2010.
- /KRE 89/ Kreuser, A., Peiffer, F., Wurtinger, W.: Systemanalyse Konrad, Teil 3, Anlagenbewertung des geplanten Endlagers Konrad, 1. Revision. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-1493; EU 238: Köln, Mai 1989.
- /KTA 81/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Konzept für Kriterien zur Bewertung von angenommenen Ereignisabläufen. KTA-GS-33, März 1981.

- /KTA 85/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Statusbericht zum Konzept: Klassifizierung von Ereignisabläufen für die Auslegung von Kernkraftwerken. KTA-GS-47, 54 S., 1985.
- /KTA 89/ Kerntechnischer Ausschuss: Sicherheitstechnische Grundbegriffe. KTA-GS-58, 62 S., Dezember 1989.
- /KTA 10/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Begriffe-Sammlung, KTA-GS-12. Januar 2010.
- /KTA 13/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken, KTA 1404. 15 S., 2013.
- /LAN 03/ Lange, F., Martens, R., Hörmann, E., Koch, W., Nolte, O., Gray, I. e. a.: Improvement of the Radiological and Experimental Basis to Further Develop the Requirements of the IAEA Transport Regulations for LSA/SCO Materials., Final Report, Commission of the European Communities (Customer's Contract No: 4.1020/D/01-001). 2003.
- /LAN 07/ Lange, F., Fett, H.-J., Hörmann, E., Koch, W., Martens, R., Nolte, O.: Assessment, Evaluation and further Development of the Safe Transport of Radioactive Material, Final Report of the Research Project SR 2479 (Working Area 4), Methods and Tools Applied for Radioactive Material Transport Risk Analysis Purposes. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3378/IVe, 224 S.: Köln, June 2007.
- /LAR 15/ Larue, P.-J., Fischer-Appelt, K., Hartwig-Thurat, E.: Entwicklung des Standes von W & T bei der Führung eines Langzeitsicherheitsnachweises für Endlager an den Beispielen VSG und Konrad, Bericht zum Arbeitspaket 2, Untersuchung und Entwicklung von sicherheitstechnischen Bewertungen für Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung und Bereitstellung des notwendigen Instrumentariums am Beispiel des Endlagers Konrad. GRS-384, 108 S., ISBN 978-3-944161-65-5, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GRS gGmbH: Köln, September 2015.

- /LAR 18/ Larue, J., Weyand, T.: Modellierung des dichteabhängigen Stofftransportes im tiefen geologischen Untergrund am Beispiel des Standortes Konrad, Bericht zum Arbeitspaket 2, Weiterentwicklung sicherheitstechnischer Bewertungen für Endlager mit Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung am Beispiel des Endlagers Konrad (FKZ 4715E03410). Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-513, ISBN 978-3-946607-98-4: Köln, 2018.
- /LEB 17/ Leberecht, M.: Komponentengruppenübergreifende Gemeinsam Verursachte Ausfälle (GVA). Präsentation, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, 9. Mai 2017.
- /MAR 07/ Martens, R., Janicke, L., Thielen, H.: Entwicklung, Validierung und Bereitstellung eines atmosphärischen Ausbreitungsmodells für luftgetragene radioaktive Stoffe auf der Basis des Ausbreitungsmodells AUSTAL2000 der neuen TA Luft. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Ingenieurbüro Janicke, GRS-A-3386: Köln, September / 2007.
- /MAR 12/ Martens, R., Brücher, W., Richter, C., Sentuc, F., Sogalla, M., Thielen, H.: Erweiterung und Validierung von ARTM für den Einsatz als Ausbreitungsmodell in AVV und SBG. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3637: Köln, Februar 2012.
- /MEE 08/ Ministry of Employment and the Economy (MEE): Government Decree (736/2008) on the safety of disposal of nuclear waste. Helsinki, 27. November 2008.
- /MES 99/ Mester, W., Oppermann, U.: Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen während der Errichtungs- und Betriebsphase von Endlagern im In- und Ausland. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, September 1999.
- /MIN 84/ Ministry of the Environment and Energy (Sweden): The Act on Nuclear Activities (1984:3). 10 S., 1984.

- /NAT 05/ National Institute of Public Health and the Environment: Guidelines for quantitative risk assessment, Purple book. CRP 18 E, 2005.
- /NDA 10/ Nuclear Waste Management Organization (NWMO): Geological Disposal, Waste package accident performance status report. NDA Report, NDA Report no. NDA/RWMD/032, ISBN 978-1-84029-422-4, Dezember 2010.
- /NEA 04/ Organization for Economic Co-operation and Development - Nuclear Energy Agency (OECD-NEA) (Hrsg.): Management of uncertainty in safety cases and the role of risk, Workshop proceedings, Stockholm, Sweden, 2-4 February 2004. Stockholm, 2-4 February 2004, Radioactive Waste Management, 236 S., ISBN 9789264008793, Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-operation and Development: Paris, France, 2004.
- /NEA 12/ Organization for Economic Co-operation and Development - Nuclear Energy Agency (OECD-NEA): Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, Outcomes of the NEA MeSA Initiative. 239 S., ISBN 978-92-64-99190-3, 2012.
- /NEA 16/ Organization for Economic Co-operation and Development - Nuclear Energy Agency (OECD-NEA): Expert Group on Operational Safety (EGOS). Stand vom 30. März 2016, erreichbar unter <https://www.oecd-nea.org/rwm/egos/>, abgerufen am 7. März 2018.
- /NEA 18/ Organization for Economic Co-operation and Development - Nuclear Energy Agency (OECD-NEA): NEA International Common-cause Failure Data Exchange (ICDE) Project. Stand vom 23. Januar 2018, erreichbar unter <https://www.oecd-nea.org/jointproj/icde.html>, abgerufen am 7. März 2018.
- /NMU 02/ Niedersächsisches Umweltministerium (NMU): Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter, Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Az.: 41-40326/3/10, 851 S.: Hannover, 22. Mai 2002.

- /ÖKO 05/ Öko-Institut e.V.: Nutzung probabilistischer Methoden in der europäischen Genehmigungspraxis und deren Nutzbarkeit im deutschen Störfallrecht, insbesondere aus Sicht der Umweltverbände, Programmüberblick Grundlagen, Grundbegriffe. In: Öko-Institut e.V., Gesellschaft für Infrastruktur und Umwelt mbH: Nutzung probabilistischer Methoden in der europäischen Genehmigungspraxis und deren Nutzbarkeit im deutschen Störfallrecht, insbesondere aus Sicht der Umweltverbände. Workshop - Risikomanagement, Bonn, 30.09.2005 - 01.10.2005, 2005.
- /ONR 14/ Office for Nuclear Regulation (Hrsg.): Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities, Revision 0. 2014.
- /RAD 09/ Radu, L.-D.: Qualitative, semi-quantitative and quantitative methods for risk assessment: Case of the financial audit. 15 S.: Iași, 2009.
- /REI 05/ Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen (REI), zuletzt geändert 7. Dezember 2005.
- /REN 05/ Reniers, G. L. L., Dullaert, W., Ale, B. J. M., Soudan, K.: Developing an external domino accident prevention framework. Journal of Loss Prevention in the Process Industries, Nr. 18, S. 127–138, 2005.
- /RIC 15a/ Richter, C., Thielen, H., Sogalla, M.: Ergänzende Untersuchungen zur Validierung des Atmosphärischen Radionuklid-Transport-Modells (ARTM). GRS-394, ISBN 978-3-944161-75-4, September 2015.
- /RIC 15b/ Richter, C., Sogalla, M., Thielen, H., Martens, R.: ARTM Atmosphärisches Radionuklid-Transport-Modell mit der graphischen Benutzeroberfläche GO-ARTM, Programmbeschreibung zu Version 2.8.0 (GO-ARTM Version 2.0), Stand 2015-09-15. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 15. September 2015.
- /RIC 15c/ Richter, C., Sogalla, M., Thielen, H., Martens, R.: ARTM Atmosphärisches Radionuklid-Transport-Modell mit Radon Postprozessor und SBG-Modul, Modellbeschreibung zu Version 2.8.0, Stand 2015-09-15. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 15. September 2015.

- /RIC 17/ Richter, C., Forell, B., Sentuc, F.-N.: Überprüfung des unfallbedingten Freisetzungsverhaltens bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Abschlussbericht zu AP 3. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-482, Nr. 482, 90 S.: Köln, 2017.
- /RSK 12/ Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Forschungsreaktoren unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan). RSK-Stellungnahme, 447. Sitzung am 03.05.2012, 56 S., 3. Mai 2012.
- /SEN 10/ Sentuc, F.-N., Brücher, W., Büttner, U., Fett, H.-J., Lange, F., Martens, R., Schmitz, B. M., Schwarz, G.: Transportstudie Konrad 2009, Sicherheitsanalyse zur Beförderung radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-256, 190 S., ISBN 978-3-939355-31-1: Köln, 2010.
- /SFK 04/ Störfall-Kommission (SFK): Risikomanagement im Rahmen der Störfall-Verordnung. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), SFK-GS-41, 21. April 2004.
- /SPA 08/ Spangenberger, H.: Risikoanalysen, Theorie und Praxis der qualitativen und quantitativen Risikoanalyse erläutert an Beispielen aus der Praxis, Beitrag zur Veranstaltung „Erfahrungsaustausch für § 29a Sachverständige“. Durchgeführt von der Landesanstalt für Umwelt, Messungen und Naturschutz (LUBW). 78 S.: Baden-Württemberg, 22. und 23. April 2008.
- /SSG 17/ Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz - StrlSchG) in der Fassung vom 27. Juni 2017 (BGBl. I 2017, Nr. 42, S. 1966–2067).
- /SSK 94/ Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV und Neufassung der „Berechnung der Strahlenexposition“ in der Fassung von 21./22. April 1994 (RS-Handbuch des BfS), zuletzt geändert Juni 1994 (BAnz. 46 222a).

- /SSK 99/ Strahlenschutzkommission (SSK): Wissenschaftliche Begründung zur Anpassung des Kapitels 4 "Berechnung der Strahlenexposition" der Störfallberechnungsgrundlagen für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor, Stellungnahme der Strahlenschutzkommission, Im Anhang: Neufassung des Kapitels 4 "Berechnung der Strahlenexposition" der Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV. Berichte der Strahlenschutzkommission (SSK) des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Bd. 13, ISBN 3-437-21508-6, Urban und Fischer: München, 1999.
- /SSK 04/ Strahlenschutzkommission (SSK): Störfallberechnungsgrundlagen zu § 49 StrlSchV, Neufassung des Kapitels 4: Berechnung der Strahlenexposition, Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Heft, Nr. 44, 64 S.: Bonn, 2004.
- /SSM 08/ SSMFS 2008:1: The Swedish Radiation Safety Authority's Regulations concerning Safety in Nuclear Facilities (SSMFS 2008:1), zuletzt geändert 2009.
- /SSV 01/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) in der Fassung vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38, S. 1714; 2002 I S. 1459).
- /SSV 16/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) in der Fassung vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38, S. 1714; 2002 I S. 1459), zuletzt geändert durch Artikel 5 der Verordnung vom 27. April 2016 (BGBl. I 2016, Nr. 20, S. 980).
- /SSV 17/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) in der Fassung vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38, S. 1714; 2002 I S. 1459), zuletzt geändert 27. Januar 2017 (BGBl. I 2017, S. 114, 1222).
- /STSV 14/ Strahlenschutzverordnung (StSV) in der Fassung vom 22. Juni 1994, zuletzt geändert 1. Januar 2014.

- /STU 13/ Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK): Operating experience feedback of a nuclear facility, GUIDE YVL A.10. 13 S., 15. November 2013.
- /STUK 14/ Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK): GUIDE YVL D.5, Disposal of Nuclear Waste. YVL, D.5, 20 S., ISBN 978-952-309-128-3: Helsinki, 2014.
- /STUK 15/ Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK): Safety assessment by the Radiation and Nuclear Safety Authority of Posiva's construction licence application. 77 S., 11. Februar 2015.
- /SWA 83/ Swain, A. D., Guttman, H. E.: Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, Final Report, SAND80-0200. Hrsg.: U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), NUREG/, CR-1278, 728 S.: RX, AN, August 1983.
- /TAN 15/ Tanguy, L.: Safe disposal of LLW in surface repository, The french case - Views from the regulator. Präsentation, Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), 3. Februar 2015.
- /TIX 02/ Tixier, J., Dusserre, G., Salvi, O., Gaston, D.: Review of 62 risk analysis methodologies of industrial plants. Journal of Loss Prevention in the Process Industries, Bd. 15, Nr. 4, S. 291–303, DOI 10.1016/S0950-4230(02)00008-6, 2002.
- /TUR 00/ Turner, G. E., Johnson, L. H., Miller, E., Webb, K. J., Hall, R., Long, S., White, I. F.: Properties and Performance of Intermediate level Wasteforms at Elevated Temperatures. Nirex Report, N/021, November 2000.

- /UBA 05/ Umweltbundesamt (UBA): Nutzung probabilistischer Methoden in der europäischen Genehmigungspraxis und deren Nutzbarkeit im deutschen Störfallrecht, insbesondere aus Sicht der Umweltverbände, Deterministik - Probabilistik - Konsequenzen für die integrierte Anlagensicherheit. In: Öko-Institut e.V., Gesellschaft für Infrastruktur und Umwelt mbH: Nutzung probabilistischer Methoden in der europäischen Genehmigungspraxis und deren Nutzbarkeit im deutschen Störfallrecht, insbesondere aus Sicht der Umweltverbände. Workshop - Risikomanagement, Bonn, 30.09.2005 - 01.10.2005, 2005.
- /UVEK 09/ Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen in der Fassung vom 17. Juni 2009, zuletzt geändert 1. August 2009.
- /VDI 85/ Verein Deutscher Ingenieure (VDI) (Hrsg.): Ausbreitung von Luftverunreinigungen in der Atmosphäre, Berechnung der Abgasfahnenüberhöhung. VDI-Richtlinien 3782 Blatt 3, 1985-06, 1985.
- /VDI 00/ Verein Deutscher Ingenieure (VDI): Umweltmeteorologie, Atmosphärische Ausbreitungsmodelle. Partikelmodell. VDI-Richtlinien 3945 Blatt 3, 2000-12: Düsseldorf, 2000.
- /VDI 02/ Verband Deutscher Ingenieure (VDI): Umweltmeteorologie. Messwertgestützte Turbulenzparametrisierung für Ausbreitungsmodelle. VDI-Richtlinien, Bd. 2002, VDI 3783: Düsseldorf, 2002.
- /VDI 17/ Verband Deutscher Ingenieure (VDI): Umweltmeteorologie. Messwertgestützte Turbulenzparametrisierung für Ausbreitungsmodelle. VDI-Richtlinien, VDI 3783: Düsseldorf, 2017.
- /VOI 14/ Voinis, S.: Cigéo project -Safety issues, Andra-experiences. Präsentation, Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA), 29. Mai 2014.
- /VUM 18/ VUMA Software Adco Pty Ltd: VUMA3D Software, Software for mine ventilation, cooling and environmental control. 2018.

- /WEN 14a/ Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD) (Hrsg.): Radioactive Waste Disposal Facilities Safety Reference Levels. Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), 22. Dezember 2014.
- /WEN 14b/ Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) (Hrsg.): Waste and Spent Fuel Storage Safety Reference Levels, Version 2.2. 118 S., April 2014.
- /WEN 15/ Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD): Decommissioning Safety Reference Levels, Version 2.2. 105 S., 22. April 2015.
- /WEN 16/ Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD): Radioactive Waste Treatment and Conditioning Safety Reference Levels. 52 S., Oktober 2016.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Gesetzlicher Rahmen für Endlager für radioaktive Abfälle /TAN 15/	8
Abb. 3.1	Methodenauswahl nach Tixier (a) /TIX 02/.....	17
Abb. 3.2	Methodenauswahl nach Tixier (b) /TIX 02/.....	18
Abb. 3.3	Klassifizierung verschiedener Methoden nach ihren Eigenschaften nach Anrunraj /ARU 07/	19
Abb. 3.4	Konzept der ICRP 64 /ICRP 93/.....	21
Abb. 3.5	Schematische Darstellung des Risikofaktors in der Risikomatrix in Frankreich nach /AND 01/.....	25
Abb. 3.6	Konzept des ONR, dargestellt in einer Risikomatrix, nach /ONR 14/.....	27
Abb. 3.7	Dosisgrenzwerte für Erwachsene in den Niederlanden dargestellt in einer Risikomatrix, nach /ANV 14/	28
Abb. 3.8	Risikomatrix für die WIPP /DOE 16/.....	30
Abb. 3.9	Prinzip einer Risikomatrix	32
Abb. 4.1	Ringsystem der Übertragbarkeit von Betriebserfahrung.....	65
Abb. 4.2	Vorschlag für eine mögliche Vorgehensweise bei der Bewertung von Betriebserfahrung	68
Abb. 5.1	Systematischer Ablauf der deterministischen Störfallanalyse in Deutschland /HAR 15/	74
Abb. 5.2	Prinzipieller Aufbau eines Fehlerbaumes.....	82
Abb. 5.3	Zusammenhang von Ereignisablaufanalyse und Fehlerbaumanalyse.....	89
Abb. 5.4	Übersicht über die Störfallanalyse zur Ermittlung repräsentativer Störfälle nach /GRÜ 89/	90
Abb. 5.5	Einbindung der probabilistischen Instrumente und der Störfallbewertung in die Störfallanalyse	91
Abb. 6.1	Schematische Darstellung der radiologischen Konsequenzenanalyse.....	95
Abb. 6.2	Freisetzungsanteile in Abhängigkeit der kinetischen Energie.....	96
Abb. 6.3	Freisetzungsanteile in Abhängigkeit der kinetischen Energie im Abfall	97
Abb. 6.4	Freisetzungsanteile in Abhängigkeit der thermischen Energie	97

Abb. 6.5	Freisetzungsanteile in Abhängigkeit der thermischen Energie im Abfall	98
Abb. 6.6	Freisetzungsanteile in Abhängigkeit von Flüchtigkeit und Mobilität des Inventars	99
Abb. 6.7	Wärmekapazität von Zementmörtel (Figure 19 aus /NDA 10/)	105
Abb. 6.8	Konservative Abschätzung der Aerosolabscheidung in Abhängigkeit von der waagrechten Entfernung zum Abwetteraustritt für verschiedene Aerosolgrößen bei einer Strömungsgeschwindigkeit der Wetter von 2 m/s	108
Abb. 6.9	Schematische Darstellung des Gauß-Fahnenmodells	110
Abb. 6.10	Schematische Darstellung der Festlegungen der TA Luft zur Verwendung eines diagnostischen Windfeldmodells in Abhängigkeit von Quell- und Gebäudehöhe und Abstand zwischen Quelle und Gebäuden.....	113

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Gegenüberstellung von Anforderungen an eine Störfallanalyse verschiedener Länder	9
Tab. 3.1	Intervalle für Eintrittshäufigkeiten, aus denen Häufigkeitsbeschränkungen gewählt werden können /ICRP 93/	22
Tab. 3.2	Zielvorgaben für berechnete Häufigkeiten von Störfällen die eine Exposition einer Person außerhalb der Anlage zur Folge haben können /HSE 92/, /ONR 14/	26
Tab. 3.3	Dosisgrenzwerte für verschiedene Häufigkeiten von Ereignissen /ANV 14/	27
Tab. 3.4	Dosisgrenzwerte für erwartete Eintrittshäufigkeiten von Störfällen in der Schweiz /STSV 14/, /UVEK 09/	29
Tab. 3.5	Gruppen für Eintrittshäufigkeiten bei der Störfallbewertung der WIPP /DOE 16/	30
Tab. 3.6	Dosisgrenzwerte für Störfallklassen in Finnland /STUK 15/	31
Tab. 3.7	Einteilung der Störfälle in Klassen für das Endlager Konrad in Deutschland /KRE 89/	32
Tab. 3.8	Eintrittshäufigkeitsgruppen für das Endlager Konrad bei ausgewogener sicherheitstechnischer Auslegung /KRE 89/, /BFS 96/	34
Tab. 3.9	Mögliche Grenzwerte für Häufigkeitsklassen	38
Tab. 3.10	Mögliche Grenzwerte für Expositionsklassen	38
Tab. 3.11	Grafische Darstellung des in diesem Vorhaben erarbeiteten Konzepts in einer Risikomatrix	40
Tab. 6.1	Definition der Abfallgebindegruppen in der TSK 09	101
Tab. 6.2	Abscheidefaktor in Abhängigkeit der Partikelgröße (AED)	107
Tab. 6.3	Diffusionskategorien nach Pasquill, Gifford bzw. Klug, Manier	110

Abkürzungsverzeichnis

AED	Aerodynamischer Äquivalentdurchmesser
AGG	Abfallgebindegruppen
ANDRA	Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs
ARTM	Atmosphärisches Radionuklid-Transport-Modell
ASN	Autorité de sûreté nucléaire
AtG	Atomgesetz
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BHB	Betriebshandbuch
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit
BSL	Basic Safety Limit
BSO	Basic Safety Objective
CCFD	Komplementär kumulative Wahrscheinlichkeitsverteilung
DT	Design Target
EGOS	Expert Group on Operational Safety
ERAM	Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben
ESK	Entsorgungskommission
EU	Europäische Union / Erläuternde Unterlage
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
GSR	General Safety Requirement
GVA	Gemeinsam verursachte Ausfälle
HAW	High Active Waste (Hochradioaktiver Abfall)
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection

IGSC	Integration Group for the Safety Case
INES	International Nuclear and Radiological Event System
IRS	International Reporting System for Operating Experience
IRS	Incident Reporting System for Operating Experience
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ISABEL	Informationssystem Angaben von Betriebserfahrungen bei der End-lagerung
KKW	Kernkraftwerk
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
MOI	Maximally Exposed Offsite Individual
NEA	Nuclear Energy Agency
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
ONR	Office for Nuclear Regulation
PSA	Probabilistic safety analysis
RWMC	Radioactive Waste Management Committee
SAP	Safety Assessment Principle
SBG	Störfallberechnungsgrundlagen
SE	Safety Envelope
SFA	Störfallanalyse
SITEX	Sustainable network for Independent Technical Expertise for Radio-active Waste Disposal
SSR	Specific Safety Requirements
TA Luft	Erste Allgemeine Verwaltungsvorschrift zum Bundes-Immissionsschutzgesetz (Technische Anleitung zur Reinhaltung der Luft - TA Luft)

TSK	Transportstudie Konrad
TSO	Technical Support Organisation
WAC	Waste Acceptance Criteria
WGWD	Working Group on Waste and Decommissioning
WIPP	Waste Isolation Pilot Plant
WMO	Waste Management Organisationen

A Anhang

A.1 Vorschlag Formblatt für ein Ereignis im Bewertungsschema

a	Nummer:	
b	Kurzbeschreibung:	
c	Betriebsbereich:	
d	Betriebsvorgang:	
e	Abfallart:	
f	Abfallbehälterart:	
g	Fehlerursache bzw. auslösendes Ereignis	
h	Sicherheitsfunktion bzw. Vorsorgemaßnahme	
i	Notizen:	
k	Freisetzung (Ja oder Nein):	
j	Anzahl exponierter Personen (Betriebsangehörige / Bevölkerung):	
l	Häufigkeitsklasse:	
m	Expositionsklasse:	
n	Risikozahl:	

**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 978-3-946607-97-7