

## **Weiterentwicklung der Methodik für die Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen**

Bericht zum Arbeitspaket 1

Untersuchung und Entwicklung  
von sicherheitstechnischen  
Bewertungen für Endlager für  
Abfälle mit vernachlässigbarer  
Wärmeentwicklung und  
Bereitstellung des notwendigen  
Instrumentariums am Beispiel  
des Endlagers Konrad



## Weiterentwicklung der Methodik für die Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen

Bericht zum Arbeitspaket 1

Untersuchung und Entwicklung  
von sicherheitstechnischen  
Bewertungen für Endlager für  
Abfälle mit vernachlässigbarer  
Wärmeentwicklung und  
Bereitstellung des notwendigen  
Instrumentariums am Beispiel  
des Endlagers Konrad

Eva Hartwig-Thurat  
Stephan Uhlmann

September 2015

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende FE-Vorhaben 3612R03410 wurde im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) durchgeführt.

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**

Deutschland, Endlager Konrad, Methodik Sicherheitsanalysen, Störfallanalyse

## **Kurzfassung**

Im Forschungsvorhaben 3612R03410 „Untersuchung und Entwicklung von sicherheitstechnischen Bewertungen für Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung; Entwicklung und Bereitstellung des notwendigen Instrumentariums am Beispiel des Endlagers Konrad“ wurde der Stand von Wissenschaft und Technik der sicherheitstechnischen Bewertungen und Instrumentarien zur Durchführung von Sicherheitsnachweisen untersucht. In den Berichten zu den beiden Arbeitspaketen wurden die Weiterentwicklungen der Methodik für Störfallanalysen (AP 1) und jene zur Führung von Langzeitsicherheitsnachweisen (AP 2) dargestellt und im internationalen wie nationalen Kontext mit den Methoden im Planfeststellungsverfahren des Endlagers Konrad verglichen.

Teil des Vorhabens ist der Bericht zum Arbeitspaket 1, der sich mit der Methodik zur Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen (Störfallanalyse) anhand des Beispiels der Störfallanalyse für das Endlager Konrad befasst. Als Bewertungsmaßstab werden die Anforderungen an Störfallanalysen aus internationalen und nationalen Regelwerken herangezogen. Auszugsweise werden, soweit Informationen verfügbar waren, Vorgehensweisen bei Sicherheitsanalysen anderer Länder ergänzend vorgestellt.

Es zeigt sich, dass in den meisten betrachteten Ländern Störfälle durch deterministische Störfallanalysen bestimmt werden. International ist es die übliche Methode, die deterministische Störfallanalyse mit einer probabilistischen Analyse zu ergänzen. Dieses Vorgehen folgt den IAEO (Internationale Atomenergie-Organisation) Empfehlungen, deterministische und probabilistische Methoden bei Berücksichtigung des Gefährdungspotenzials einer Anlage zu verwenden.

Für die Aspekte Störfallbestimmung, Quelltermbestimmung, radiologische Konsequenzenanalyse, Probabilistik und Dokumentationverfahren werden aktuelle Entwicklungen in Wissenschaft und Technik basierend auf der für das Endlager Konrad entwickelten Methodik gezeigt.

Das IAEO Grundkonzept wurde auch bei der Störfallanalyse für das Endlager Konrad, die stellvertretend für die Vorgehensweise bei der Durchführung von Störfallanalysen in Deutschland steht, verwendet. Damit entspricht das bisherige deutsche Konzept der Störfallanalyse für Endlager radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwick-

lung in seinem grundsätzlichen Vorgehen dem methodischen Stand von Wissenschaft und Technik.

International gibt es Bestrebungen, deterministische und probabilistische Methoden bei der Ermittlung der Störfälle stärker miteinander zu verknüpfen. Dieser methodische weiterzuentwickelnde Ansatz der deterministischen Störfallanalyse zielt darauf ab, konservative Randbedingungen einer Störfallanalyse abzubauen und eine objektivere Störfallauswahl zu ermöglichen.

## Abstract

In the research project on the "Review and development of safety-related assessments of disposal facilities with negligible heat generation; development and provision of the necessary set of tools, using the example of the Konrad disposal facility" (*Untersuchung und Entwicklung von sicherheitstechnischen Bewertungen für Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung; Entwicklung und Bereitstellung des notwendigen Instrumentariums am Beispiel des Endlagers Konrad – Forschungsvorhaben 3612R03410*), the state of the art in science and technology of the safety-related assessments and sets of tools for building a safety case was examined. The reports pertaining to the two work packages described the further development of the methodology for accident analyses (WP 1) and of building a safety case (WP 2); also, comparisons were drawn on a national and international scale with the methods applied in the licensing procedure of the Konrad disposal facility.

As part of the project, the report of Work Package 1 depicts the methodology of the operating safety analysis in order to control malfunctions and incidents (accident analysis) using the example of the Konrad mine accident analysis. Set of criteria in this connection is the state-of-the-art international and national comprehensive body of legislation identifying the incident requirements. In extracts complementary safety analysis procedures of other countries are presented where applicable.

It becomes apparent, that the majority of the investigated countries use a deterministic accident analyses to identify incidents. Here, common international practice is to complement the deterministic accident analysis by a probabilistic analysis. This procedure acts on the IAEA (International Atomic Energy Agency) terms of reference using both deterministic and probabilistic methods for the determination of facility hazard potentials.

Based on the Konrad mine method, aspects of incident identification, source term determination, analysis of radiological consequence, probabilistic analysis and documentation procedure are shown with the focus on the actual development of science and technology.

The IAEA-concept has also been used for the Konrad mine accident analysis, which is representative for the overall German approach of the implementation of accident analyses. Thus, the hitherto existing German concept of accident analysis for radioactive

waste with negligible heat generation corresponds to the state of scientific and technical knowledge.

On the international scale, efforts have been made to stronger link up deterministic and probabilistic methods when determining incidents. This methodological approach of deterministic accident analysis has yet to be enhanced and targets the reduction of conservative boundary conditions in order to enable a more objective incident selection.

## Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung und Zielsetzung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Störfallanalysen – Bewertungsmaßstab .....</b>	<b>5</b>
2.1	Internationaler Bewertungsmaßstab .....	5
2.1.1	IAEO .....	6
2.1.2	ICRP .....	9
2.2	Nationaler Bewertungsmaßstab .....	10
2.2.1	Atomgesetz .....	11
2.2.2	Strahlenschutzverordnung .....	12
2.2.3	Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk .....	13
2.2.4	Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle .....	14
2.2.5	Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren .....	15
2.2.6	Störfallberechnungsgrundlagen .....	16
2.2.7	Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke .....	17
2.2.8	ESK-Leitlinie zur Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung .....	18
2.2.9	KTA-Regeln .....	19
2.3	Zusammenfassende Auswertung .....	19
<b>3</b>	<b>Störfallanalysen – Konzepte .....</b>	<b>21</b>
3.1	Störfallanalysen international – Länderbeispiele .....	23
3.1.1	Schweiz .....	23
3.1.2	Schweden .....	24
3.1.3	Großbritannien .....	25
3.1.4	USA .....	26
3.1.5	Kanada .....	28
3.2	Störfallanalysen in Deutschland .....	29
3.2.1	Störfallanalyse für das Endlager Konrad .....	30
3.2.2	Weitere Störfallanalysen der End- und Zwischenlagerung .....	32

3.3	Zusammenfassende Auswertung.....	35
<b>4</b>	<b>Ablauf der Störfallanalyse.....</b>	<b>37</b>
4.1	Störfallbestimmung .....	37
4.1.1	Randbedingungen .....	41
4.1.2	Lastannahmen.....	44
4.2	Quelltermbestimmung.....	48
4.2.1	Experimentelle Methoden und Berechnungsverfahren.....	49
4.2.2	Quelltermmittlung am Beispiel des Endlagers Konrad .....	50
4.2.3	Quelltermmittlung für die Stilllegung ERAM .....	53
4.3	Radiologische Konsequenzenanalyse .....	55
4.4	Probabilistische Anlagenbewertung .....	58
4.4.1	Probabilistische Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke .....	59
4.4.2	Probabilistische Sicherheitsanalysen in der Endlagerung .....	63
4.5	Dokumentation, Nachweispflicht und Transparenz .....	68
4.6	Zusammenfassende Auswertung.....	70
<b>5</b>	<b>Ergebnisse und Ausblick für möglichen F&amp;E Bedarf.....</b>	<b>73</b>
	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>77</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>89</b>
	<b>Tabellenverzeichnis.....</b>	<b>89</b>
	<b>Abkürzungsverzeichnis.....</b>	<b>91</b>
<b>Anhang</b>		
<b>A</b>	<b>Abfallkategorisierung.....</b>	<b>93</b>

## 1 Einleitung und Zielsetzung

Die GRS untersucht im Rahmen des BMUB Forschungsvorhabens 3612R03410 „*Untersuchung und Entwicklung von sicherheitstechnischen Bewertungen für Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung; Entwicklung und Bereitstellung des notwendigen Instrumentariums am Beispiel des Endlagers Konrad*“ die Methodik von Sicherheitsanalysen zur Beherrschung von Störfällen und zur Langzeitsicherheit sowie mögliche Weiterentwicklungen der sicherheitstechnischen Bewertungen. Ziel ist es die Voraussetzungen zur Schaffung eines modernen Instrumentariums für Sicherheitsanalysen bzw. die Weiterentwicklungsmöglichkeiten der Methodik zur Durchführung von Störfallanalysen (AP 1) und Langzeitsicherheitsanalysen (AP 2) /GRS 15a/ anhand des Stands von Wissenschaft und Technik zu identifizieren. Die Ergebnisse beider Arbeitspakete werden in eigenständigen Berichten dargestellt.

Den rechtlichen Rahmen für sicherheitstechnische Bewertungen eines Endlagers bilden in Deutschland das Atomgesetz (AtG) und die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV). Die Notwendigkeit für die Durchführung einer Störfallanalyse zum Nachweis der Störfallbeherrschung im Genehmigungsverfahren für ein Endlager (Planfeststellungsverfahren), leitet sich aus der Forderung ab, bereits bei der Planung der Anlage bauliche und/ oder technische Schutzmaßnahmen gegen Störfälle zu berücksichtigen. Ebenfalls wird bereits im Genehmigungsverfahren der Nachweis über die Einhaltung der radiologischen Schutzziele nach der Stilllegung gefordert, der sogenannte Langzeitsicherheitsnachweis.

In diesem Vorhaben dient das in Errichtung befindliche Endlager Schacht Konrad bei Salzgitter als Beispiel für in Deutschland bereits durchgeführte Störfall- und Langzeitsicherheitsanalysen. Bei diesem Endlager handelt es sich um das erste genehmigte Endlager, das entsprechend den sicherheitstechnischen Anforderungen des Atomgesetzes genehmigt wurde. Während des ca. 20 Jahre dauernden Planfeststellungsverfahrens wurden Sicherheitsnachweise vom Antragsteller erarbeitet und durch die Genehmigungsbehörde geprüft. Hierzu gehörten die Sicherheitsanalysen zum bestimmungsgemäßen Betrieb, zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen, zur Langzeitsicherheit, zur Kritikalitätssicherheit und zum Wärmeeintrag ins Gebirge. Auf Grundlage dieser Sicherheitsnachweise wurden Festlegungen für die Errichtung, den Betrieb und die Stilllegung des Endlagers getroffen und die Sicherheit des Endlagers bewertet. Die Ergebnisse der Sicherheitsanalysen bestimmen nachhaltig die sicher-

heitstechnische Auslegung der Anlage, die Auslegung von Abdichtbauwerken und das insgesamt einlagerbare Inventar bestimmter Radionuklide. Die Sicherheitsanalysen wurden entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zur Zeit der Durchführung erstellt.

Seit 2007 befindet sich das Endlager Konrad in der Errichtung. Bis zur geschätzten Inbetriebnahme (2022) /BFS 15a/ werden seit dem Antrag zur Genehmigung des Endlagers voraussichtlich ca. 40 Jahre vergangen sein. In dieser Zeit wurden und werden nationale und internationale Regelwerke und Anforderungen an die Durchführung von Störfallanalysen und Langzeitsicherheitsanalysen weiterentwickelt. In diesem Vorhaben wird untersucht, welche Anforderungen nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik (W&T) an diese Sicherheitsanalysen zu stellen sind. Der Sachstand hierzu wird aufgearbeitet und an bisherigen Vorgehensweisen bei der Durchführung der Sicherheitsanalysen gespiegelt. Ziel ist es, hierauf basierend Anforderungen an ein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendes Konzept zur Durchführung der jeweiligen Sicherheitsanalyse abzuleiten bzw. Forschungsbedarf für die Weiterentwicklung zu identifizieren.

Weitere im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens Konrad erstellte Sicherheitsanalysen zum bestimmungsgemäßen Betrieb, zur Kritikalitätssicherheit und zum Wärmeintrag in das Gebirge sind nicht Gegenstand dieses Vorhabens.

**Im vorliegenden Bericht zum Arbeitspaket 1 (AP 1)** wird anhand des Beispiels des Endlagers Konrad die Methodik und die Weiterentwicklung der Methodik für die Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen (Störfallanalyse) bearbeitet. Zunächst wird das Gesamtkonzept der Störfallanalyse für ein Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung analysiert. Hierzu werden Anforderungen aus dem Regelwerk, nationale und internationale Vorgehensweisen bei Störfallanalysen sowie das Konzept der Störfallanalyse des Endlagers Konrad herangezogen. Anschließend werden die Teilschritte einer Störfallanalyse dargestellt und am aktuellen Stand von W&T gespiegelt. Die Störfallanalyse für das Endlager Konrad wurde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens entwickelt und in Anlehnung an die Störfall-Leitlinien des BMI von 1983 /BMI 83a/ nach kerntechnischen Gesichtspunkten durchgeführt. D. h. sie wurde methodisch entsprechend der Vorgehensweise der Störfallanalysen für Kernkraftwerke aufgebaut.

**Das Arbeitspaket 2 (AP 2)** des Vorhabens wird gesondert in dem Bericht „Entwicklung des Standes von W&T bei der Führung eines Langzeitsicherheitsnachweises für Endlager – Reflexion auf in Deutschland durchgeführte Langzeitsicherheitsnachweise an den Beispielen VSG und Konrad“ /GRS 15a/ dargestellt.



## **2 Störfallanalysen – Bewertungsmaßstab**

### **2.1 Internationaler Bewertungsmaßstab**

Als Bewertungsmaßstab zur Beurteilung der Vorgehensweise bei der Durchführung einer Störfallanalyse sind neben Anforderungen aus nationalen Regelwerken auch internationale Anforderungen zur Orientierung heranzuziehen. Insbesondere werden Empfehlungen der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) und der Nuklearenergie Agentur der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD-NEA) berücksichtigt. Das internationale Regelwerk hat im Allgemeinen nicht den technischen Detaillierungsgrad von nationalen Regeln und Richtlinien wie z. B. diejenigen der Bundesrepublik Deutschland. Dennoch wird es aufgrund der internationalen Akzeptanz zur sicherheitstechnischen Bewertung und zur Beantwortung der Frage, wie aktuelle Konzepte einer Störfallanalyse aussehen, in diesem Vorhaben zum Vergleich herangezogen.

International werden derzeit Projekte durchgeführt, in denen verfügbare Richtlinien und Untersuchungen zum Safety Case (Sicherheitsnachweis) möglichst umfassend zusammengetragen werden. Hierzu zählt ein Projekt der OECD-NEA, das SITEX (Sustainable Network of Independent Technical Expertise for Radioactive Waste Disposal), Arbeiten der WENRA-Arbeitsgruppe (Western European Regulators Association) sowie Projekte einer Arbeitsgruppe der IAEO, mit dem Schwerpunkt Betriebssicherheit.

#### **OECD-NEA**

Eine Arbeitsgruppe der OECD-NEA, die IGSC (Integration Group for the Safety Case), beschäftigt sich intensiv mit dem Safety Case. Der Safety Case wird von dieser Arbeitsgruppe als formale Zusammenstellung von Nachweisen, Analysen und Argumenten definiert, mit denen die Sicherheit eines Endlagers begründet und quantifiziert wird /NEA 14/. Sie empfiehlt eine Überprüfung der aktuellen internationalen Aktivitäten, insbesondere der IAEO und der Europäischen Kommission (EC), in Bezug auf die Entwicklung von Sicherheitsnachweisen für die geologische Endlagerung radioaktiver Abfälle.

## **SITEX**

SITEX (Sustainable Network of Independent Technical Expertise for Radioactive Waste Disposal) ist ein Netzwerk-Projekt der Europäischen Atomgemeinschaft (Euratom). Es startete 2012 mit dem Ziel, ein tragfähiges Netzwerk für technischen Sachverstand in Bezug auf die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem geologischen Endlager zu schaffen /EUC 14/. Das Projekt wird im siebten Euratom Rahmenprogramm durchgeführt. Seine Hauptaufgabe ist die Entwicklung und Harmonisierung technischer Regelwerke. Der Bericht /EUC 14/ gibt einen Überblick über alle entsprechenden verfügbaren Richtlinien.

### **2.1.1 IAEO**

Die Safety Standards der IAEO definieren im Konsens der Mitgliedsstaaten den Stand von Wissenschaft und Technik und unterliegen fortlaufend der Aktualisierung und Weiterentwicklung. Sie dienen weltweit als Referenz, wenn es um den Schutz der Menschen und der Umwelt vor schädlicher ionisierender Strahlung geht.

Die IAEO Anforderungen gelten in Deutschland nicht als verbindliche Regelungen. Sie werden aber bei der Entwicklung des nationalen kerntechnischen Regelwerks berücksichtigt und nach Möglichkeit in nationales Recht umgesetzt.

Nachfolgende ausgewählte IAEO Publikationen enthalten Aussagen zu Anforderungen an Sicherheitsanalysen/Störfallanalysen:

#### **Fundamental Safety Principles, SF-1**

Die Fundamental Safety Principles SF-1 der IAEO enthalten grundsätzliche Anforderungen zum Sicherheitsnachweis für alle Arten an kerntechnischen Anlagen. Bei der Umsetzung dieser Anforderungen kann je nach der Bedeutung und dem Gefährdungspotenzial einer Anlage ein abgestufter Ansatz gewählt werden.

In SF-1 wird gefordert, dass im Rahmen von Sicherheitsnachweisen auch Störfälle und die aus ihnen entstehenden möglichen Konsequenzen zu behandeln sind. Es ist der Nachweis zu erbringen, dass angemessene Maßnahmen zur Verhinderung von Störfäl-

len getroffen wurden und durch diese auch ausreichende Sicherheitsmargen gewährleistet sind /IAEA 06/.

### **The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, SSG-23**

Der IAEA Guide SSG-23 /IAEA 12/ befasst sich mit dem Begriff des „Safety Case“. Der Safety Case wird im SSG-23 als die Gesamtheit der wissenschaftlichen, technischen und administrativen Argumente definiert, die zusammen mit Management Systemen den Nachweis über die Sicherheit eines Endlagers erbringen soll. Die Definition des Safety Case bezieht Endlager aller Arten radioaktiver Abfälle und alle Endlagerphasen mit ein. Der Sicherheitsnachweis eines Endlagers umfasst demnach die Standortplanung, die Anlagenauslegung, die Errichtung und den Betrieb der Anlage sowie die Störfallanalyse, die Verschlussphase und die Nachbetriebsphase. Die Berücksichtigung aller dieser Aspekte stellt nach IAEA sicher, dass alle sicherheitsbezogenen Arbeiten für das Endlager angemessen und in erforderlicher Qualität durchgeführt werden. Die Störfallanalyse ist ein wichtiger Teil des Safety Case.

Dem Begriff des Safety Case der IAEA wird in Deutschland der Begriff des umfassenden Sicherheitsnachweises für ein Endlager gleichgesetzt /IAEA 12/. In der jüngsten Zeit wird diskutiert, ob mit dem Safety Case nicht eher die vollständige Analyse bzw. Bewertung des Endlagers gleichzusetzen ist. Im europäischen Sprachgebrauch wird deshalb auch der Begriff „safety demonstration“ verwendet /EUR 11/.

Den wesentlichen Bestandteil des Sicherheitsnachweises bilden die Sicherheitsanalysen. Für sie wird eine systematische Bewertung sämtlicher Strahlungsrisiken gefordert. Es soll ein Vergleich zwischen dem normalen Betrieb und dem Störfall in Hinblick auf die Strahlungsdosis und das Strahlungsrisiko erfolgen.

Nach SSG-23 ist zunächst eine Sicherheitsanalyse nach deterministischer Methodik einfacher durchführbar und auch leichter nachzuvollziehen. Anschließend sollte sie durch eine probabilistische Betrachtung ergänzt werden, um auch Wahrscheinlichkeiten zuordnen zu können /IAEA 12/.

Wesentliche Bedeutung wird der Dokumentation von Sicherheitsanalysen beigemessen. Diese sollte so detailliert und sorgfältig erfolgen, dass sie eine größtmögliche Transparenz und Nachvollziehbarkeit der Sicherheitsbewertung ermöglicht. Die erfor-

derliche Dokumentation erstreckt sich auf alle Einzelschritte der Erarbeitung des Safety Case. Sie soll bei den gewählten Methoden beginnen, Randbedingungen und Annahmen erläutern, Diskussionen dokumentieren und die Schlussfolgerungen samt Begründungen enthalten. Die Dokumentation muss sowohl Aufsichtsbehörden als auch Gutachter in die Lage versetzen, der Argumentation aus der Störfallanalyse leicht folgen zu können. Die Ergebnisse sollen reproduzierbar sein. Weiterhin wird in /IAEA 12/ empfohlen nur Primärreferenzen direkt zu zitieren und dass jede Iteration („Selbst-Zitat“) eine einfache Rückverfolgung zur Primärreferenz gewährleistet. Verweise auf „graue Literatur“ oder vertrauliche Dokumente sind zu vermeiden, da sie für den Reviewer die Kette der Rückverfolgbarkeit unterbrechen.

#### **Safety Assessment for Facilities and Activities, GSR Part 4**

In den General Safety Requirements (GSR) der IAEA werden umfangreiche grundsätzliche Anforderungen an alle denkbaren Aspekte der Sicherheitsbewertung aufgestellt. Diese Anforderungen reichen von der Endlagerplanung über die Betriebsphase und Stilllegungsphase bis hin zur Langzeitsicherheit. Die Anforderungen an die Durchführung von Sicherheitsanalysen sind generischer Art. Es werden keine Anwendungsbeispiele für die konkrete Umsetzung gegeben /IAEA 09a/.

Eine wesentliche Anforderung betrifft die Notwendigkeit, Sicherheitsanalysen regelmäßig zu aktualisieren. Sicherheitsanalysen werden als Prozess über die gesamte Lebensdauer einer Einrichtung gesehen und sind bei Veränderungen von Randbedingungen, bei neuen Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung und auch aufgrund von Alterungsprozessen zu aktualisieren /IAEA 09a/.

Um Maßnahmen für die Störfallvorsorge treffen zu können, werden Anforderungen in Bezug auf ein mehrstufige Barrierensystem als wesentliches Prinzip zur Störfallvermeidung, auf den Einfluss des Menschen (menschlicher Faktor/human factor) und auf die allgemeine Sicherheitskultur bei einer Anlage gestellt /IAEA 09a/.

Die Entscheidung, deterministische und/oder probabilistische Methoden zu verwenden, sollte anhand des Gefährdungspotenzials einer Anlage getroffen werden. Je größer das Gefährdungspotenzial einer Anlage ist, desto mehr Bedeutung erhalten ergänzende probabilistische Analysen zur Einschätzung des Risikos.

Der deterministische Ansatz zur Bestimmung der sicherheitstechnischen Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb der Anlage, soll durch entsprechende auf Sicherheitsmargen bedachte Annahmen und Randbedingungen einen möglichst konservativen Ansatz darstellen. Auf diese Weise können Unsicherheiten der Auslegung, der menschliche Faktor, Ereignisabläufe und ähnliches kompensiert werden. Dieses Vorgehen führt dazu, dass man eine Sicherheitsspanne für die Auslegung der Anlage erhält /IAEA 09a/. Die Verwendung konservativer Annahmen führt zu einer absichtlichen Überschätzung des Risikos (Eintrittshäufigkeit und Auswirkungen) /BFS 14c/.

Zur Erfassung hochkomplexer technischer Sachverhalte bietet sich die Verwendung probabilistischer Methoden in Sicherheitsanalysen an, um alle wesentlichen Faktoren, die zum radiologischen Risiko beitragen, zu ermitteln.

Zunehmende Bedeutung gewinnen probabilistische Methoden zur Überprüfung von Konfidenzintervallen oder Sicherheitsmargen der in deterministischen Sicherheitsanalysen verwendeten Daten /IAEA 09a/. Verbesserungen der Genauigkeit der Ergebnisse und eine größere Realitätsnähe können in deterministischen Analysen aufgrund der verbesserten Qualität von verwendbaren Modellen und Daten erreicht werden. Es gibt methodische Ansätze, um Auftretenswahrscheinlichkeiten von Prozessen und Ausfallraten bestimmter Komponenten bei der Bestimmung der Störfallszenarien einzubeziehen /IAEA 09a/.

### **2.1.2 ICRP**

Die Internationale Strahlenschutzkommission ICRP (International Commission on Radiological Protection) ist eine unabhängige, gemeinnützige Gesellschaft. Sie entwickelt Empfehlungen und Leitlinien zum Schutz vor ionisierender Strahlung. Auf dem Gebiet der Bewertung radiologischer Risiken durch Tätigkeiten oder Arbeiten repräsentieren die Empfehlungen der ICRP den Stand von Wissenschaft und Technik /NMU 02/.

Die Empfehlungen der ICRP gehen in die Richtlinien der EURATOM mit ein. In Europa bilden die Regelungen der EURATOM die internationale Grundlage für die nationalen gesetzlichen Regelungen zum Umgang mit radioaktiven Stoffen. Als strahlenschutzspezifische Richtlinien sind die EURATOM-Richtlinien für alle Mitgliedsstaaten bindend. Das bedeutet, dass diese in nationales Recht umgesetzt werden müssen, ebenso wie Weiterentwicklungen und Neuerungen der ICRP Richtlinien. Entsprechend

werden Neuerungen der ICRP mit einer zeitlichen Verzögerung in der Strahlenschutzverordnung in Deutschland umgesetzt.

Die heutigen Strahlungswichtungsfaktoren nach StrlSchV (Stand: 2014) basieren auf der ICRP 60 (Stand: 1999). In den nächsten Jahren wird eine Anpassung an die ICRP Publikation No. 103 /ICR 07/ von 2007 erfolgen.

## **2.2 Nationaler Bewertungsmaßstab**

In der Bundesrepublik Deutschland bilden das Atomgesetz (AtG) und die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) den Rechtsrahmen für die nukleare Entsorgung. Sie sind die gesetzliche Grundlage für die Errichtung und den Betrieb von Anlagen zur Ver- und Entsorgung von kerntechnischen Einrichtungen und geben den rechtlichen Rahmen für sicherheitstechnische Bewertungen vor. Beim Betrieb einer Anlage sind die regulatorischen Anforderungen beider Regelwerke einzuhalten.

Wie im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens Konrad in /TÜV 97/ festgestellt, beziehen sich die Anforderungen aus AtG und StrlSchV nicht auf technische Details oder bestimmte Anlagenkonzepte.

Dem Atomgesetz sind die Strahlenschutzverordnung und entsprechend der Normenhierarchie weitere Verwaltungsvorschriften, Richtlinien und Regeln nachgeordnet, in denen Sicherheitsanforderungen an kerntechnische Einrichtungen konkretisiert werden. Weitere technische Regelwerke wie z. B. die KTA-Regeln für Kernkraftwerke können sinngemäß für technische Anlagen der nuklearen Entsorgung angewendet werden. Das Handbuch der Reaktorsicherheit enthält sämtliche geltende Gesetze und Regelungen für die Kerntechnik, die nukleare Sicherheit, die Entsorgung und den Strahlenschutz in Deutschland /BFS 15b/.

Im Rahmen eines atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens sind Ablauf und Auswirkungen möglicher Störfälle zu analysieren und die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung der betreffenden Anlage zu bestimmen. Die Störfallanalyse dient der Überprüfung der getroffenen Vorsorgemaßnahmen in Hinblick auf Vollständigkeit und Ausgewogenheit. Maßgebend für die Genehmigungserteilung nach § 9b AtG ist, dass eine ausreichende Vorsorge gegen Störfälle nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG gemäß des Standes von Wissenschaft und Technik getroffen wurde /GRS 09b/.

Für die Durchführung einer Störfallanalyse für ein Endlager für vernachlässigbar Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle gibt es kein eigenständiges Regelwerk. Der Antragsteller hat sich daher im Planfeststellungsverfahren für das Endlager Konrad an die zu dieser Zeit allgemein übliche Vorgehensweise bei anderen kerntechnischen Anlagen gehalten. Das gewählte Vorgehen entspricht in seinem Ansatz den Störfall-Leitlinien für Kernkraftwerke von 1983 /BMI 83a/, /NMU 02/. Zusätzlich sind die Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk /BMI 83b/ zugrundegelegt worden.

Heute könnten ggf. bei der Erstellung einer Störfallanalyse für Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ergänzend Aspekte aus den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /BMU 12a/, den Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle /BMU 10/ oder der ESK-Leitlinie zur Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung der Entsorgungskommission (ESK) herangezogen werden.

Neben dem kerntechnischen Regelwerk kommt bei einem Endlager in tiefen geologischen Formationen, wie dem Endlager Konrad, konventionelles Regelwerk (z. B. DIN-Vorschriften) sowie bergrechtliches Regelwerk zur Anwendung. Dies sind insbesondere das Bundesberggesetz (BbergG), die zugehörige allgemeine Bergverordnung über Untertagebetriebe, Tagebaue und Salinen (ABVO), die allgemeine Bundesbergverordnung sowie weitere für einen Bergwerksbetrieb einschlägige Regeln und Richtlinien in der jeweils gültigen Fassung. Diese Regelwerke werden im Rahmen des Vorhabens nicht betrachtet.

### **2.2.1 Atomgesetz**

Radioaktive Reststoffe sind nach dem Atomgesetz (AtG) (§ 9a Absatz 1 AtG) entweder schadlos zu verwerten oder als radioaktive Abfälle geordnet zu beseitigen. Zur Erteilung der Genehmigung eines Endlagers nach § 9b AtG müssen die Voraussetzungen nach § 7 erfüllt werden. Die technische Auslegung und der Betrieb einer Anlage müssen die Einhaltung der radiologischen Schutzziele gewährleisten. Es ist die erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu treffen /ATG 10/.

So sind bereits bei der Planung der Anlage bauliche und/oder technische Schutzmaßnahmen gegen auslegungsbestimmende Störfälle zu berücksichtigen. Aus der Forderung zur Vorsorge leitet sich insbesondere die Notwendigkeit für die Durchführung einer Störfallanalyse ab, mittels der der Nachweis der Störfallbeherrschung geführt wird. Im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren wird die nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG erforderliche Vorsorge wie folgt geprüft und nachgewiesen:

1. Nachweis der erforderlichen Vorsorge im bestimmungsgemäßen Betrieb als Gefahrenabwehr für den Einzelnen anhand der Anforderungen von § 47 StrlSchV
2. Nachweis der erforderlichen Vorsorge bei auslegungsbestimmenden Störfällen als Gefahrenabwehr für den Einzelnen anhand der Anforderungen der §§ 49 bzw. 50 StrlSchV
3. Minimierung des Risikos für die Bevölkerung bei Ereignissen jenseits des Bereichs der auslegungsbestimmenden Störfälle (Restrisikobereich) durch Ermessensausübung der Genehmigungsbehörde nach dem Grundsatz der Verhältnismäßigkeit von Aufwand und Nutzen /GRS 09b/.

### **2.2.2 Strahlenschutzverordnung**

In der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) sind die Grundsätze und Anforderungen in Form von Vorsorge- und Schutzmaßnahmen festgelegt, die dem Schutz des Menschen und der Umwelt vor ionisierender Strahlung dienen. § 49 StrlSchV regelt die im Störfall einzuhaltende Obergrenze der Dosis /STR 12/. Störfälle in Endlagern sind Ereignisse, die eine Freisetzung radioaktiver Stoffe zur Folge haben können. Als Störfall gilt ein Ereignisablauf, bei dessen Eintreten der Betrieb der Anlage oder die Tätigkeit aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann. Die Anlage ist gegen solche Störfälle ausgelegt oder es sind vorsorglich Schutzvorkehrungen bei Tätigkeiten vorgesehen /STR 12/.

Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle sind so auszulegen, dass der ungünstigste Störfall eine maximale effektive Dosis von 50 Millisievert in der Umgebung der Anlage zur Folge haben kann (§ 49 StrlSchV). Dieser Wert wird als Störfallplanungswert bezeichnet. Neben der effektiven Dosis werden weitere Organdosen aufgeführt, die ebenfalls einzuhalten sind. Maßgebend für ei-

ne ausreichende Vorsorge gegen Störfälle ist der Stand von Wissenschaft und Technik.

Die Genehmigungsbehörde kann nach § 49 StrlSchV Abs. 1 annehmen, dass die erforderliche Vorsorge insbesondere dann getroffen ist, wenn der Antragsteller bei der Auslegung seiner Anlage die Sicherheitskriterien und die Leitlinien für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren für die Auslegung gegen Störfälle /BMI 83a/ zugrunde gelegt hat /STR 12/. Im Abs. 2 des § 49 StrlSchV ist die Übertragung des Abs. 1 auf Anlagen des Bundes zur Endlagerung radioaktiver Abfälle geregelt /STR 12/. D. h. die dort aufgeführten Anforderungen gelten auch für Endlager.

§ 49 StrlSchV ist eine Neufassung des § 28 der StrlSchV, der im Genehmigungsverfahren für das Endlager Konrad herangezogen wurde. Die Regelungsinhalte des § 28 StrlSchV wurden vollständig in den § 49 der StrlSchV übernommen /NMU 02/. Die Neufassung hatte keine Änderungen des Störfallplanungswertes zur Folge. Neu ist, dass mit dem § 49 StrlSchV der ursprüngliche Anwendungsbereich des Paragraphen explizit auf Endlager für radioaktive Abfälle erweitert worden ist /NMU 02/.

Für das Endlager Konrad wurde das maximal zulässige Aktivitätsinventar radionuklidspezifisch pro Transporteinheit derart festgelegt, dass auch im ungünstigsten Störfall der Störfallplanungswert nicht überschritten wird /NMU 02/. Aufgrund einer Selbstbeschränkung des Antragstellers ist der Störfallplanungswert für das Endlager Konrad von 50 auf nur 20 mSv für die effektive Dosis reduziert worden, so dass auch bei Änderungen des Störfallplanungswertes noch Reserven vorhanden sind /NMU 02/.

### **2.2.3 Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk**

Die Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk /BMI 83b/ wurden 1983 herausgegeben. Ihr Geltungsbereich erstreckt sich auf die Endlagerung aller Arten radioaktiver Abfälle.

Über Sicherheitsanalysen/Störfallanalysen heißt es in Kapitel 5.2 /BMI 83b/, dass für Störfallszenarien Randbedingungen festzulegen und diese im Einzelnen zu begründen sind. Auf dieser Basis durchzuführende Störfallbetrachtungen sollen in Form einer

standortspezifischen Sicherheitsanalyse, bei Verwendung naturwissenschaftliche Methoden erfolgen /BMI 83b/.

Modelle sollen dazu beitragen, das Verhalten von Teilsystemen und Ereignisabläufen im Gesamtsystem zu beurteilen. Entsprechende Systeme und Abläufe sollen dazu in geeigneter Weise und unter Verwendung ausreichend konservativer Annahmen nachgebildet werden. Diese Vorgehensweise ermöglicht nach /BMI 83b/ Schwachstellen zu identifizieren und diese über vorbeugende Maßnahmen oder auch Verbesserungen in anderen Teilsystemen auszugleichen. Ziel ist es letztendlich, die Einhaltung der durch das AtG und die StrlSchV vorgegebenen Schutzziele nachzuweisen.

In den Sicherheitskriterien wird ein Mehrbarrierenkonzept für die Auslegung gefordert. Zu diesem Konzept gehören neben der Anlagenauslegung auch die Abfallform und die Verpackung der Abfälle (Abfallgebinde). Jede einzelne Barriere trägt im Fall der unterstellten Störfälle zur Verhinderung oder zumindest zur Verminderung der Freisetzung und Ausbreitung radioaktiver Stoffe bei /BMI 83b/. Für das Beispiel des Endlagers Konrad wurden die Anforderungen an die Abfallgebinde mit den Endlagerungsbedingungen /BFS 14a/ und mit den Anforderungen der radiologischen Produktkontrolle /BFS 10a/ umgesetzt.

Grundsätzlich wird bei der Errichtung und dem Betrieb eines Endlagers die Anwendung der anerkannten Regeln der Technik gefordert (Abschnitt 3.3 der Sicherheitskriterien). Zusätzlich muss ausreichend Spielraum für die Weiterentwicklung von Wissenschaft und Technik gegeben sein /BMI 83b/.

#### **2.2.4 Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle**

2010 wurden die Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle /BMU 10/ veröffentlicht. Mit ihnen erfolgte hinsichtlich eines neu zu suchenden Endlagers für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, eine Überarbeitung der Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk /BMI 83b/. Die Sicherheitsanforderungen berücksichtigen Veröffentlichungen der internationalen Atomenergiebehörde IAEA und der internationalen Strahlenschutzkommission ICRP /GRS 13/. Mit den Sicherheitsanforderungen wird ein Bewertungsmaßstab aufgestellt, mit dem die Genehmigungsvoraussetzungen eines Endlagers für Wärme

entwickelnde Abfälle im Rahmen eines Standortsuchverfahrens und Planfeststellungsverfahrens geprüft werden können /BMU 10/, /BMU 12b/.

Die Sicherheitsanforderungen konkretisieren den Stand von Wissenschaft und Technik, der bei der Errichtung, dem Betrieb und dem Verschluss eines Endlagers eines solchen Endlagers einzuhalten ist /BMU 12b/ und sind damit der Maßstab für die Sicherheit. Wie die Umsetzung erfolgt, ist von der jeweiligen Genehmigungsbehörde zu prüfen /BMU 12b/. Die generellen Schutzziele und Schutzkriterien und die Umsetzung der Gesamtheit der in den Sicherheitsnachweisen genannten Anforderungen bestimmen das einzuhaltende Sicherheitsniveau der Anlage /BMU 10/.

Für alle Betriebszustände des Endlagers müssen für über- und untertage umfassende Sicherheitsnachweise geführt werden. Es sind definierte Auslegungstörfälle in anlagenspezifischen Sicherheitsanalysen zu betrachten, die an der Strahlenschutzverordnung zum Schutz des Betriebspersonals, der Bevölkerung und der Umwelt zu orientieren sind /BMU 10/.

Die Sicherheitsanforderungen beinhalten auch Anforderungen an die Analyse und Darstellung der Robustheit des Endlagersystems. D. h. es sind Sicherheitsmargen aufzuzeigen, die sich z. B. aufgrund der Anlagenauslegung, des Einlagerungsbetriebs oder auch der Randbedingungen und Annahmen für die Sicherheitsanalysen ergeben.

Die Sicherheitsnachweise nach /BMU 10/ wurden in Hinblick auf Anforderungen zur Verwendung probabilistischer Methoden erweitert. Mit diesen soll zusätzlich zu den deterministischen Analysen die Bedeutung der Ausfälle von sicherheitsbezogenen Systemen, Teilsystemen oder Einzelkomponenten abgeschätzt werden. D. h. für die Beurteilung des Sicherheitsniveaus werden Häufigkeitsabschätzungen (z. B. zum Ausfall von Komponenten) mit herangezogen. Es sollen soweit wie möglich Wahrscheinlichkeiten berechnet oder auch abgeschätzt werden und es sind die Auswirkungen auf die zugehörigen Sicherheitsfunktionen zu analysieren /BMU 10/.

### **2.2.5 Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren**

Weil es in Deutschland kein eigenes Regelwerk zur Durchführung von Störfallanalysen für ein Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung gibt, hat man sich an der allgemein üblichen Vorgehensweise für andere kerntechnische Anlagen

orientiert. Störfallanalysen wurden daher in Anlehnung an die Vorgehensweise der Störfall-Leitlinie für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren (DWR) /BMI 83a/ durchgeführt.

Die Störfall-Leitlinien berücksichtigen Erfahrungen aus Sicherheitsanalysen, der Begutachtung und dem Betrieb von Kernkraftwerken. In ihnen ist festgelegt, welche Störfälle für die sicherheitstechnische Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren bestimmend sind und welche Nachweise der Antragsteller zu erbringen hat, um zu zeigen, dass der Störfallplanungswert aus der Strahlenschutzverordnung (§ 49, ehemals § 28 Abs. 3 StrlSchV) nicht überschritten wird /BMI 83a/. Die Störfälle sind die sogenannten „Auslegungsstörfälle“, für die ein Vorsorgenachweis zu führen ist.

Die Analyse von Betriebsstörungen wird nicht mit den Störfall-Leitlinien abgedeckt. Ebenso werden die Störfälle ausgeklammert, die aufgrund ihres geringen Eintrittsrisikos keine Auslegungsstörfälle darstellen. Hierzu zählen u. a. Ereignisse, die durch Flugzeugabsturz, äußere Einwirkungen gefährlicher Stoffe oder äußere Druckwellen aus chemischen Reaktionen ausgelöst werden. Gegen solche Ereignisse werden Maßnahmen zur Risikominimierung entsprechend den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke getroffen /BMI 83a/.

## **2.2.6 Störfallberechnungsgrundlagen**

Die Störfallberechnungsgrundlagen (SBG) /SSK 83/ wurden gemeinsam mit den Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren veröffentlicht. Sie dienen der Ermittlung der zu erwartenden radiologischen Auswirkungen bei Auslegungsstörfällen. Die SBG enthalten Modelle, Parameterwerte und Annahmen zur Berechnung der Strahlenexposition von Einzelpersonen der Bevölkerung. Für repräsentative Ereignisabläufe genügt es nachzuweisen, dass der Störfallplanungswert der StrlSchV eingehalten wird /BMU 94/.

In Anlehnung an die ICRP wird für die Störfallberechnung zur Ermittlung der Strahlenexposition eine Referenzperson betrachtet. Dabei werden die kritische Bevölkerungsgruppe und die ungünstigsten Einwirkungsstellen berücksichtigt /BMU 94/. Ungünstigste Einwirkungsstellen sind nach /BMU 94/ Stellen in der Umgebung einer Anlage, an denen die höchste Strahlenexposition der Referenzperson zu erwarten ist. Dabei sind die Verteilung der emittierten radioaktiven Stoffe in der Umwelt, sowie die realen Nut-

zungsmöglichkeiten der Umgebung (Aufenthalt und Verzehr dort erzeugter Lebensmittel) zu berücksichtigen.

Im Jahre 2004 wurde eine Neufassung der SBG zur Berechnung der Strahlenexposition herausgegeben und damit die Strahlenschutzverordnung von 2001 umgesetzt /SSK 04/. Folgende Anpassungen sind vorgenommen worden:

- Berücksichtigung des in die StrlSchV aufgenommenen Expositionspfad des „Muttermilch“,
- Erweiterung der Berechnungsvorschriften zur Ermittlung der Strahlenexposition durch Gammabodenstrahlung für alle Altersgruppen,
- Erweiterung der Berechnungsvorschriften zur Ermittlung der Strahlenexposition durch Ingestion für alle Altersgruppen,
- Erweiterung und Überarbeitung der altersspezifischen Lebensgewohnheiten (Verzehrs- und Atemraten),
- Erweiterung und Überarbeitung altersspezifischer Dosis- und Dosisleistungskoeffizienten.

### **2.2.7 Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke**

Die "Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke" wurden 2012 vom Bundesumweltministerium veröffentlicht /BMU 12a/. Die Inhalte der Störfall-Leitlinien /BfS 83a/ sind in dieses Regelwerk eingegliedert und somit fortgeschrieben worden. Die Veröffentlichung der Sicherheitsanforderungen hat keine Neubewertung der Festlegungen früherer Genehmigungen zur Folge gehabt. Alle Festlegungen aus früheren Genehmigungen haben ihre Gültigkeit behalten und weiterhin Bestand, sofern sie nicht aufgrund neuerer Erkenntnisse in Frage zu stellen sind und neu bewertet werden müssen /BMU 12a/.

An die Nachweisführung zur Sicherheit einer Anlage werden detaillierte Anforderungen gestellt. In den Sicherheitsanforderungen wird die Notwendigkeit einer vollständigen und nachvollziehbaren Dokumentation im Rahmen der Nachweisführung gefordert. Die Nachweisführung soll sowohl über deterministische Methoden als auch über eine probabilistische Sicherheitsanalyse erfolgen /BMU 12a/.

Der Anhang der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ enthält zu berücksichtigenden Ereignislisten für Druckwasserreaktoren und Siedewasserreaktoren. Mittels rechnerischer Analysen ist nachzuweisen, dass die Anforderungen erfüllt werden. Sind für definierte Ereignisse Vorsorgemaßnahmen vorgesehen, die einen Ereigniseintritt verhindern können und können diese Vorsorgemaßnahmen als getroffen nachgewiesen werden, sind rechnerische Analysen nicht erforderlich /BMU 12a/.

### **2.2.8 ESK-Leitlinie zur Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung**

Für Zwischenlager von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung wurde von der Entsorgungskommission (ESK), eine Leitlinie herausgegeben, die u. a. Anforderungen an eine Störfallanalyse enthält. Diese Leitlinie gilt nicht für Endlager, kann aber als Orientierung am Stand von W&T für Störfallanalysen herangezogen werden.

Die ESK berät das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) bei der nuklearen Entsorgung. Nach der ESK-Leitlinie zur Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, sind § 49 und § 50 der StrlSchV, in Verbindung mit dem § 117 Abs. 16 StrlSchV bei der Planung von baulichen oder sonstigen Schutzmaßnahmen gegen auslegungsbestimmende Störfälle für Zwischenlager heranzuziehen /ESK 13/. Sie legen die Strahlendosen für die Bevölkerung fest, die nicht überschritten werden dürfen.

Es ist in Störfallanalysen zu untersuchen, welche Betriebsstörungen und Störfälle bei der Lagerung auftreten können. Es wird eine Abgrenzung zwischen dem anomalen Betrieb und den dem anomalen Betrieb zuzuordnenden Betriebsstörungen gefordert. In gleicher Weise muss eine Abgrenzung gegenüber den auslegungsüberschreitenden Störfällen vorgenommen werden. Die Erkenntnisse aus den Störfallanalysen sind in der Anlagenplanung zu berücksichtigen und bauliche sowie sonstige Schutzvorkehrungen gegen Störfälle (auslegungsbestimmende Störfälle) zu treffen /ESK 13/.

Für auslegungsbestimmende Störfälle ist die Einhaltung der Anforderungen an die radiologischen Auswirkungen (StrlSchV) durch Berechnungen nachzuweisen. Dieser rechnerische Nachweis kann entfallen, wenn aufgrund getroffener und auch nachge-

wiesener Vorsorgemaßnahmen eine Störfallmöglichkeit ausgeschlossen werden kann /ESK 13/.

Die Ermittlung der Auslegungsstörfälle ist im Sinne der Strahlenschutzverordnung an der Eintrittshäufigkeit und den Auswirkungen der Ereignisse zu orientieren /ESK 13/. Dies bedeutet, dass Methoden zur Häufigkeitsermittlung von Ereignissen bereits bei der Störfallermittlung einfließen.

In der Leitlinie werden potenzielle Ereignisse für Störfälle benannt, die in die Analyse einzubeziehen sind. Dabei handelt es sich um mechanische Einwirkungen, thermische Einwirkungen, Ausfälle sicherheitstechnischer Einrichtungen wie der Ausfall der Stromversorgung, der eittechnischen Einrichtungen, der Hebezeuge und Transportmittel sowie Einwirkungen von außen (EVA) /ESK 13/.

### **2.2.9 KTA-Regeln**

Die KTA-Regeln gehören zum kerntechnischen Regelwerk unterhalb der Ebenen von Gesetzen, Verordnungen und allgemeinen Verwaltungsvorschriften. Sie richten sich an die Errichtung und den Betrieb von Kernkraftwerken und können in abgestufter Form auf Anlagen und Einrichtungen der kerntechnischen Industrie angewendet werden. Sinngemäß können KTA-Regeln auch auf Endlager für vernachlässigbar Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle angewendet werden /TÜV 97/.

## **2.3 Zusammenfassende Auswertung**

Aussagen zum Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf internationale und nationale Regelwerksentwicklungen und Regelwerksanforderungen lassen sich wie folgt zusammenfassen:

### **Internationale Entwicklungen und Anforderungen**

- Es besteht international Konsens darüber, Störfallanalysen primär als deterministische Störfallanalyse zur Ermittlung der Störfälle durchzuführen und ergänzend eine probabilistische Sicherheitsanalyse zu erstellen. Die probabilistischen Methoden gewinnen dabei zunehmend an Bedeutung. Ihre Verwendung für Sicherheitsanalysen für Endlager wird international unterschiedlich gewichtet.

- Entsprechend den Definitionen nach IAEA ist die Störfallanalyse als ein wichtiger Teil des Safety Case zu verstehen.
- Im internationalen Regelwerk werden hohe Anforderungen an die Nachvollziehbarkeit und Transparenz von Sicherheitsanalysen gestellt. Besondere Bedeutung bekommt in diesem Zusammenhang die Dokumentation von Sicherheitsanalysen/Störfallanalysen. Diese umfasst neben den schlussgefolgerten Ergebnissen auch die gewählten Randbedingungen und Entscheidungsprozesse, die zu diesen Ergebnissen führen.
- International ist es Stand von Wissenschaft und Technik, Sicherheitsanalysen regelmäßig zu überprüfen, ggf. bereits in der Errichtungsphase von Anlagen.
- Es gibt verschiedene internationale Aktivitäten (s. Kap. 2.1), um das Wissen zu Sicherheitsanalysen für Endlager zusammenzutragen und darauf basierend Harmonisierungs- und weiteren Entwicklungsbedarf zu identifizieren.

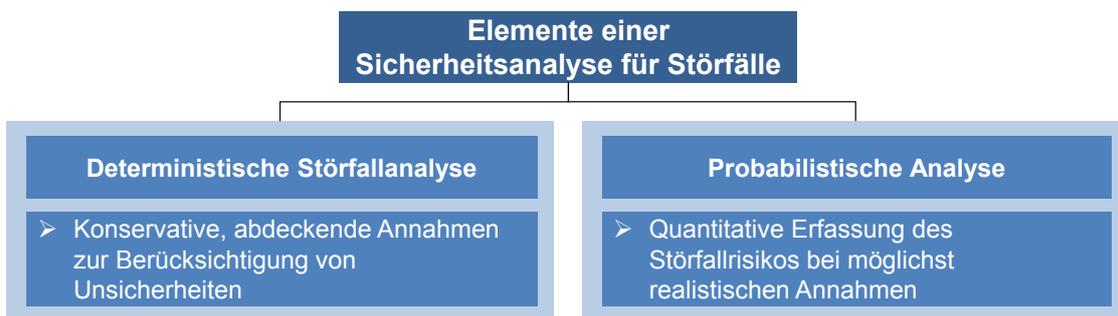
### **Nationale Entwicklungen und Anforderungen**

- In Deutschland gibt es kein eigenständiges Regelwerk für die Endlagerung für vernachlässigbar Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle und die Anforderungen an die Sicherheitsanalysen.
- Für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle erfolgte hinsichtlich eines neu zu suchenden Endlagers für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, eine Aktualisierung der Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk. Die Anforderungen an die Sicherheitsnachweise wurden erweitert.
- Internationale Entwicklungen zu Anforderungen an den Safety Case, der auch die Störfallanalyse beinhaltet, sind in den Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle /BMU 10/ berücksichtigt. Die deterministischen Analysen behalten ihre Berechtigung, während probabilistischen Analysen mehr Bedeutung zugemessen wird.
- Seit der Zeit des Planfeststellungsverfahrens Konrad wurde der Störfallplanungswert in der StrISchV unverändert beibehalten. Es gibt keine neuen Anforderungen bzgl. des Störfallplanungswerts. Fortschreibungen des AtG und der StrISchV seit den 90er Jahren sind ohne substantielle Bedeutung für die Durchführung von Störfallanalysen.

### 3 Störfallanalysen – Konzepte

Zur Untersuchung möglicher radiologischer Auswirkungen eines Endlagers werden Sicherheitsanalysen u. a. zu Störfällen durchgeführt. Die Störfallanalyse dient der Nachweisführung der Störfallbeherrschung als Grundlage für die Auslegung des Endlagers. Die Ergebnisse der Störfallanalyse führen somit zu Anforderungen an das Endlager und an die Gebinde. Die Sicherheitsanalyse zu den zu unterstellenden Störfällen hat das Ziel, nachzuweisen, dass die Anlage in ausreichender Weise gegen Störfälle ausgelegt ist und dass die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Grenzwerte für die Umgebung der Anlage im Störfall nicht überschritten werden /GRS 92/.

Wesentliche Elemente der Störfallanalyse sind die deterministische Analyse zur Bestimmung des Störfallspektrums (Gesamtliste der potenziellen Störfälle) und die anschließende Bestimmung der radiologischen Konsequenzen sowie eine probabilistische Analyse zur Abschätzung der Eintrittswahrscheinlichkeiten von Ereignissen und zur Bewertung der Ausgewogenheit der Anlagenauslegung (s. auch Abb. 3.1).



**Abb. 3.1** Wesentliche Elemente der Störfallanalyse

#### **Deterministische Störfallanalyse**

Mit der deterministischen Störfallanalyse wird der sicherheitstechnische Zustand einer Anlage bzw. eines Anlagenteils darauf hin überprüft, ob die Sicherheitsanforderungen erfüllt sind /BMU 12a/. Sie basiert auf Methoden des klassischen Screenings und auf ingenieurtechnischen Einschätzungen.

Der deterministische Ansatz ist dadurch gekennzeichnet, dass Annahmen und Randbedingungen konservativ bestimmt werden. Eine konservative Annahme bedeutet eine in Hinblick auf die Sicherheit pessimistische Annahme. Sie geht von ungünstigen Randbedingungen, Voraussetzungen und Kennwerten aus, um eine möglichst große

Anzahl an Unsicherheiten durch eine ausreichend große Sicherheitsmarge abzudecken. Es werden auch weniger wahrscheinliche Aspekte berücksichtigt, so dass man das Risiko absichtlich überschätzt /BFS 14c/. Deterministische Verfahren werden nach dem klassischen „Wenn-Dann“ Prinzip durchgeführt. Der konservative (abdeckende) Ansatz ermöglicht die Kompensation z. B. von Unsicherheiten oder menschlichen Handlungen /IAEA 09a/. Bestandteile von deterministischen Sicherheitsanalysen sind Systembewertungen sowie Zustands- bzw. Ereignisanalysen /BMU 12a/.

### **Probabilistische Sicherheitsanalyse**

Eine probabilistische Sicherheitsanalyse dient der Ermittlung von Gefährdungs- und Risikoabschätzungen der Eintrittshäufigkeit von Ereignissen und Störfällen /BMU 12a/. In der Reaktorsicherheit werden probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) verwendet, um umfassend und strukturiert Fehlerszenarien zu identifizieren. Die probabilistische Analyse ist ein konzeptionelles, mathematisches Werkzeug mit dem numerische Abschätzungen des Risikos vorgenommen werden können /IAEA 09a/. D. h. probabilistische Bewertungen ermöglichen eine zahlenmäßige Erfassung des Störfallrisikos. Bei diesem Ansatz werden, wenn immer es möglich ist, realistische Annahmen genutzt. Mit einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) können Schwachstellen gefunden werden, die möglicherweise nicht aus einer deterministischen Sicherheitsanalyse ableitbar sind /IAEA 09a/. Es gibt ein eindrucksvolles Beispiel für eine einzelne sicherheitstechnische Schwachstelle beim Betrieb von Kernkraftwerken, die aufgrund einer PSA entdeckt wurde. Dabei wurde der hohe Risikobeitrag durch menschliches Fehlverhalten bei der Beherrschung eines Kühlmittelverluststörfalls über ein kleines Leck entdeckt, der größer war als der bisher berücksichtigte größte anzunehmende Unfall aufgrund eines großen Kühlmittelverluststörfalls. Daraufhin konnten Maßnahmen zur Beherrschung dieses Störfalls entwickelt und der Risikobeitrag erheblich reduziert werden /GRS 90c/.

In der Endlagerung werden mit probabilistischen Untersuchungen als Ergänzung zur deterministischen Störfallanalyse Bewertungen der Ausgewogenheit der Anlagenauslegung vorgenommen. Störfälle mit gravierenden Auswirkungen sollten mit einer deutlich geringeren Wahrscheinlichkeit auftreten als Störfälle ohne Auswirkungen. Zusätzlich besteht die Möglichkeit potenzielle radiologische Auswirkungen in Abhängigkeit von ihrer Eintrittshäufigkeit darzustellen (Risikoabschätzung). Hierdurch können u. a.

auch verschiedene technische Komponenten und Sicherheitseinrichtungen sowie unterschiedliche Kombinationen bewertet werden.

### **3.1 Störfallanalysen international – Länderbeispiele**

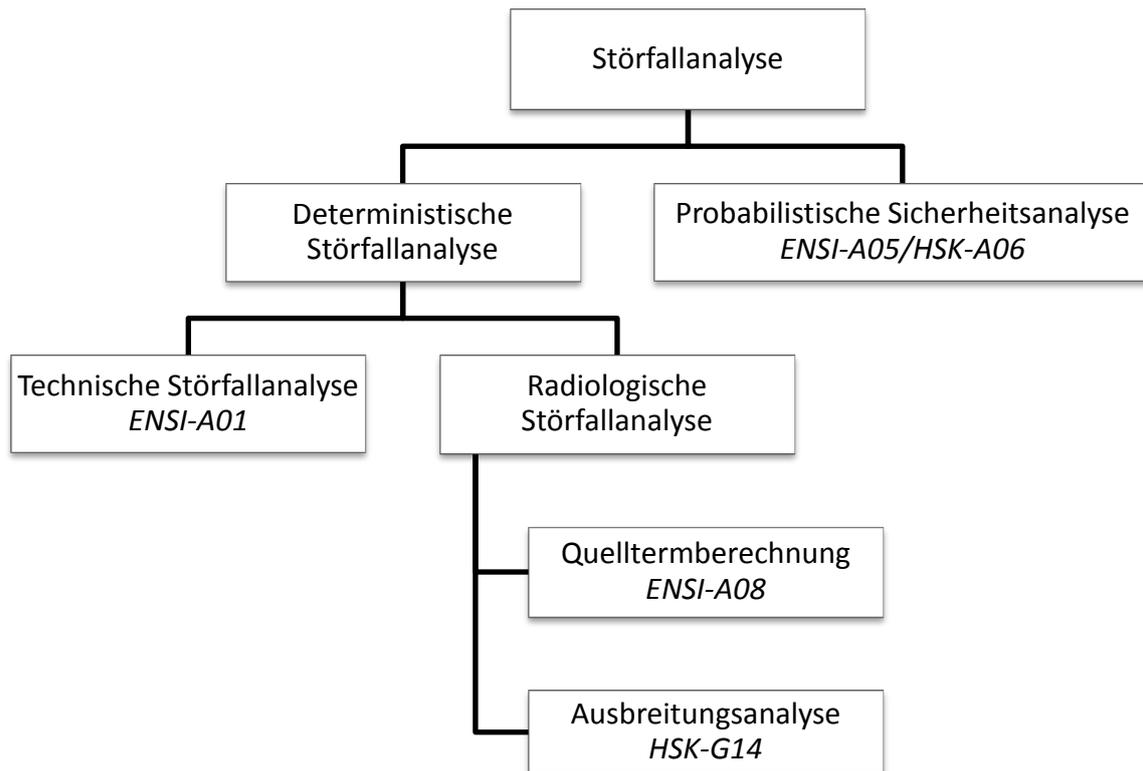
Im Folgenden wird die Vorgehensweise bei Sicherheitsanalysen/Störfallanalysen einiger Länder, soweit Informationen verfügbar waren, auszugsweise vorgestellt. Dabei ist zu beachten, dass die Abfallklassifizierung international nicht einheitlich ist. Die Klassifizierung in Deutschland erfolgt endlagerbezogen ohne Unterscheidung der Halbwertszeiten (s. Anhang).

#### **3.1.1 Schweiz**

In der Schweiz ist das ENSI (Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat) die Aufsichtsbehörde über die kerntechnischen Anlagen. Derzeit wird ein Standortauswahlverfahren für ein geologisches Tiefenlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle durchgeführt. Es könnte entsprechend der 2014 aktualisierten Planung ab 2060 zur Verfügung stehen /BFS 14b/.

ENSI fordert den Nachweis, der Einhaltung der radiologischen Schutzziele während des Betriebs und der Stilllegung des Endlagers. Hierzu ist eine deterministische Störfallanalyse zur Auslegung und zum Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente durchzuführen /ENS 12/. Die Ergebnisse aus der Störfallanalyse werden dann bei der Auslegung eines Lagers zugrunde gelegt. Im Abstand von maximal 10 Jahren ist wiederholend nachzuweisen, dass die Aussagen aus den Störfallanalysen noch aktuell sind /ENS 12/.

Von der Genehmigungsbehörde ENSI werden Richtlinien herausgegeben, die Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse enthalten (s. Abb. 3.2) /ENS 09/. Die Abb. 3.2 zeigt den Aufbau einer vollständigen Störfallanalyse entsprechend schweizer Richtlinien /ENS 09/.



**Abb. 3.2** Struktur einer Störfallanalyse in der Schweiz /ENS 09/

Die deterministische Störfallanalyse besteht aus einer technischen Störfallanalyse (Analyse des technischen Anlagenverhaltens bei Störfällen, ENSI-A01) und einer radiologischen Störfallanalyse zu der Quelltermberechnungen (nach ENSI-A08) und Ausbreitungsanalysen (nach HSK-G14) gehören /ENS 09/. Auf Grundlage einer probabilistischen Sicherheitsanalyse wird bewertet, ob die vorgesehenen Schutzmaßnahmen gegen Störfälle angemessen sind und die Auslegung der Anlage ausgewogen ist /ENS 09/.

### 3.1.2 Schweden

In Schweden (Forsmark) werden seit 1988 kurzlebige radioaktive Abfälle in einem Endlager mit dem Wirtsgestein Granit in 50 m Tiefe endgelagert. Für hochradioaktive Abfälle ist der Bau eines Endlagers am Standort Forsmark bei Östhammar in einer Tiefe von 500 m geplant /SKB 11/. Das schwedische Regelwerk SSMFS 2008:1 /SWE 09/ enthält Vorschriften zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Zu diesen Anlagen zählen auch Endlager für radioaktive Abfälle.

Im Regelwerk wird eine Störfallanalyse auf deterministischer Basis verlangt. Anhand der Ergebnisse sind Maßnahmen festzulegen, die Störfällen vorbeugen und Folgen im Störfall abmildern können. Eine systematische Bestandsaufnahme aller Ereignisse, die zu Störfällen mit radiologischen Konsequenzen führen können, dient dabei als Grundlage der Analyse (Ereignisanalyse). Die identifizierten Ereignisse sind anschließend in Klassen einzuordnen. Für jede Störfallklasse ist mittels quantitativer Analysen zu zeigen, dass die Grenzwerte des schwedischen Strahlenschutzgesetzes eingehalten werden /SWE 09/. Die deterministische Störfallanalyse ist durch eine Analyse auf probabilistischer Basis zu ergänzen.

In Schweden wird eine fortlaufende Aktualisierung der Störfallanalyse gefordert. Generell werden Anforderungen an die Sicherheitsanalysen in Hinblick auf die Dokumentation, die aufzuführenden Referenzen, die Überprüfbarkeit und die Nachvollziehbarkeit gestellt. Diese Anforderungen erstrecken sich sowohl auf die in Sicherheitsanalysen getroffenen Annahmen als auch auf die relevanten Daten. Besondere Beachtung ist menschlichen Handlungen/Fehlhandlungen zu geben und wie diese reduziert werden können /SWE 09/.

### **3.1.3 Großbritannien**

In Großbritannien ist die NDA (Nuclear Decommissioning Authority) für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen zuständig.

Großbritannien hat 2007 mit einem Verfahrensvorschlag für ein tiefengeologisches Endlager für hochradioaktive Abfälle begonnen. Derzeit bereitet die NDA die Organisation des Standortauswahlverfahrens vor. Das Konzept für ein tiefengeologisches Endlager steht noch nicht fest. Ein Teil der Sicherheitsanalysen und Sicherheitsnachweise, die im Rahmen des Auswahlverfahrens durchgeführt werden sollen, wird in /NDA 10/ generisch dargestellt. Für die Sicherheitsanalysen sollen international akzeptierte Konzepte und Lösungen verwendet und zukünftig an entsprechende internationale Entwicklungen angepasst werden /NDA 10/.

Die NDA sieht vor, im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens für ein Endlager eine deterministische Störfallanalyse auf Basis konservativer Annahmen (Design basis assessment/analysis – DBA) und eine probabilistische risikobasierte Sicherheitsanalyse (PSA) anhand von best-estimate Annahmen durchzuführen.

Im ersten Schritt der Analyse sollen mögliche Störfälle unter Zuhilfenahme von Tests und Modellen identifiziert werden. Es steht eine Datenbank mit Ergebnissen aus Testreihen physikalischer Fallversuche, die zwischen 1987 und 1999 durchgeführt wurden, zur Verfügung. Zusätzlich wurden Modellversuche zum Bruchverhalten (small-scale breakup tests) durchgeführt. Diese Daten stehen ebenfalls für die Störfallanalyse zur Verfügung. Derzeit wird für den repräsentativen mechanischen Störfall von einem Gebindeabsturz aus 8 m Höhe ausgegangen. Für den thermischen repräsentativen Störfall geht man von einer Temperatur von 1000°C für die Dauer von einer Stunde aus /NDA 10/.

### **3.1.4 USA**

In den USA ist das Department of Energy (DOE) für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle verantwortlich.

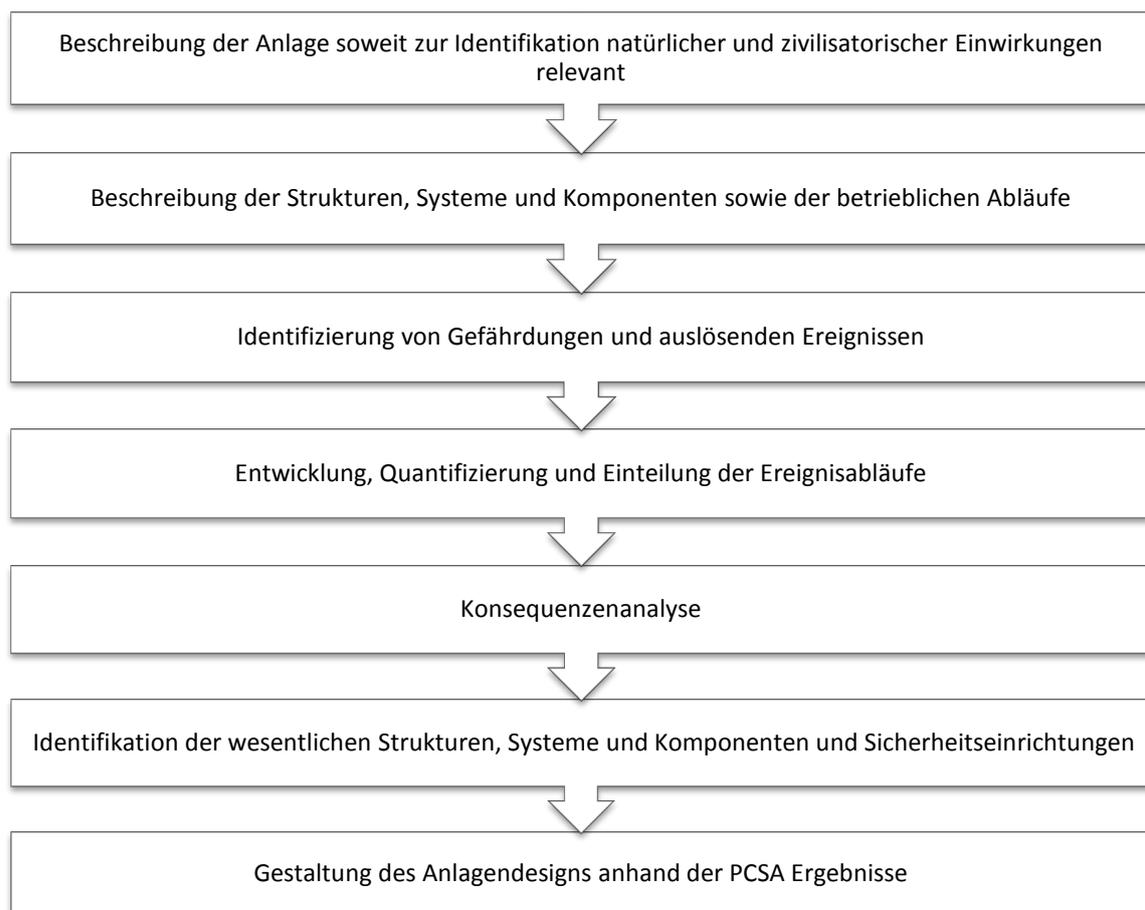
Die USA haben bis 2011 den Standort Yucca Mountain als Endlager für abgebrannte Brennelemente untersucht. Dieser wurde aber wieder verworfen. Für militärische Transuranabfälle besteht seit 1999 das Endlager WIPP (Waste Isolation Pilot Plant) /BFS 14d/.

Für die Genehmigung eines Endlagers in den USA ist eine „Preclosure Safety Analysis“ (PCSA), also eine Sicherheitsanalyse für die Vorverschlussphase erforderlich. Im Rahmen der PCSA werden Methoden der probabilistischen Risikobewertung verwendet, um zu ermitteln, welche Störfälle auftreten können, welche Konsequenzen diese haben und wie wahrscheinlich sie sind /DOE 06/. Es werden Ereignisabläufe mit auslösenden Ereignissen und zugehörigen Schlüsselereignissen erstellt /DOE 06/. Anschließend erfolgt anhand der potenziellen Eintrittshäufigkeit eine Unterteilung der Ereignisse in zwei Klassen. Ereignisse der Klasse 1 umfassen Ereignisse, die ein- bis mehrmalig in der Betriebszeit zu erwarten sind und die Klasse 2 beinhaltet seltenere Ereignisse, die mit einer Wahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$  in der gesamten Betriebszeit eintreten können. Ereignisse mit noch kleineren Wahrscheinlichkeiten gehören nicht mehr zur Klasse 2 (sogenannte „beyond category 2“ Ereignisse). Für diese extrem seltenen potenziellen Störfallereignisse wird keine radiologische Konsequenzenanalyse durchgeführt /DOE 06/.

Abschätzungen der Ereignishäufigkeiten in der PCSA erfolgen mittels Auswertungen von historischen Ereignissen, Zuverlässigkeitsanalysen, Belastungsanalysen sowie technischen und wissenschaftlichen Expertisen zur geplanten Anlage. Für quantitative Abschätzungen werden Ereignisablaufdiagramme und Fehlerbäume verwendet /DOE 06/.

Die Analyse wird mit dem Softwaretool SAPHIRE (Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations) unterstützt, welches vom NRC (Nuclear Regulatory Commission) entwickelt wurde. Das Programm ermöglicht die Durchführung einer umfassenden probabilistischen Risikobewertung durch die Simulation der Systemreaktion auf ein auslösendes Ereignis. Mit Einschränkungen können die Konsequenzen quantifiziert werden /BSC 08/.

Die Abb. 3.3 zeigt die Gesamtvorgehensweise bei der PCSA in den USA /NRC 11/.



**Abb. 3.3** PCSA in den USA /NRC 11/

### 3.1.5 Kanada

In Kanada ist die NWMO (Nuclear Waste Management Organization) für das Standort-suchverfahren für ein Endlager für radioaktive Abfälle zuständig.

Kanada verfügt nicht über ein eigenständiges Regelwerk zur Durchführung der Sicherheitsanalysen für tiefengeologische Lager radioaktiver Abfälle. Nach der NWMO (Nuclear Waste Management Organization) werden Sicherheitsanalysen entsprechend der Anforderungen aus nationalen und internationalen Regelwerken, insbesondere der IAEA Anforderungen, durchgeführt. Dabei werden Regelungen für kerntechnische Anlagen, für Bergwerke und aus dem Strahlenschutz herangezogen und, soweit passend, weitere Regularien. Der „Preliminary-Report“ /NWM 11/ enthält eine Übersichtstabelle mit entsprechenden Informationen sowie eine Übersichtstabelle mit zu berücksichtigenden und anwendbaren übergeordneten internationalen Regelungen der IAEA, NEA und der ICRP.

Kanada plant die Errichtung tiefengeologischer Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle sowie für hochradioaktive Abfälle. Für das Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle hat 2005 das Genehmigungsverfahren in Kincardine im Bundesstaat Ontario begonnen /BFS 14d/. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens muss eine Sicherheitsanalyse für die Betriebsphase erstellt werden. Diese beinhaltet auch eine Störfallanalyse, die sowohl Störfälle als auch Betriebsstörungen behandelt. Als Störfallauswirkungen werden im Unterschied zum international üblichen Vorgehen, sowohl radiologische als auch nicht radiologische (chemische) Auswirkungen untersucht. Beispiele für nicht radiologische Ereignisse, die gesundheitliche Folgen haben können, sind die Freisetzung von Chemikalien oder auch Verbrennungsprodukten /NWM 09/.

Die Strahlenexposition wird für die Arbeiter im Endlager und für die Bevölkerung außerhalb der Anlage untersucht. Dabei werden die Expositionen aufgrund direkter Strahlung, luftgetragener Radionuklide und wassergetragener Radionuklide berücksichtigt /NWM 09/.

Im ersten Schritt der Störfallanalyse für Kincardine wurde eine Liste mit störfalleinleitenden Ereignissen erstellt. Für diese wurden störfallspezifische Ereignisse bestimmt, die erwarteten Abläufe definiert und Häufigkeiten abgeschätzt, um anschließend die Störfälle mit dem höchsten Risiko identifizieren zu können. Störfälle mit Eintrittshäufig-

keiten  $> 10^{-7}$ /Jahr wurden anschließend als denkbare Szenarien analysiert /NWM 09/. In der Störfallanalyse kamen nach /NWM 09/ als konservativ bezeichnete Modelle zur Anwendung.

Insgesamt sind die Störfälle in vier Störfallkategorien eingeteilt worden:

1. Brand
2. Geringe mechanische Einwirkungen ohne Behälterbruch
3. Behälterbruch aufgrund hoher mechanischer Einwirkungen
4. Mitarbeiterexposition infolge ungenügender Abschirmungen

Die Quelltermbestimmung für radiologische und nicht radiologische Stoffe basiert auf einer von U.S.DOE entwickelten Methode. Diese berücksichtigt den Gefahrstoff, die Schadensgröße, die luftgetragenen Anteile, die lungengängigen Anteile und einen Leckagefaktor /NWM 09/.

### **3.2 Störfallanalysen in Deutschland**

Die Erstellung von Störfallanalysen im Rahmen der Sicherheitsanalysen zum Nachweis der Beherrschung von Störfällen ist in der Bundesrepublik Deutschland regelwerklich verankert (s. auch Kap. 2.2). Dieser Nachweis ist im Genehmigungsverfahren auf Basis der Anforderungen des AtG und der StrlSchV (s. Kap. 2.2.1 und 2.2.2) zu erbringen und begründet die Notwendigkeit der Durchführung einer Störfallanalyse.

Für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle wurden 2010 Sicherheitsanforderungen veröffentlicht /BMU 10/. Diese können zur Orientierung und Weiterentwicklung von Störfallanalysen für Endlager für vernachlässigbar Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle herangezogen werden (s. Kap. 2.2.4).

Die Beurteilung der Sicherheit von kerntechnischen Anlagen erfolgt in Deutschland mittels Sicherheitsanalysen, in denen deterministische Vorgehensweisen im Vordergrund stehen /ESK 09/. Dies spiegelt sich darin wider, dass im Genehmigungsverfahren für kerntechnische Anlagen, im Rahmen der Sicherheitsanalysen für Betriebsstörungen und Störfälle, mögliche Störfälle für einzelne Anlagenbereiche, Systeme oder Komponenten nach dem „Wenn-Dann“ Prinzip, also deterministisch festgelegt werden.

In Deutschland wurde im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens Konrad die Störfallanalyse für das Endlager Konrad entwickelt. Methodisch orientiert sich diese am Vorgehen bei kerntechnischen Anlagen. Die Methodik der Störfallanalyse für das Endlager Konrad ist in Deutschland allgemein anerkannt. Auf ihr basieren Störfallanalysen weiterer Endlagerprojekte.

So wurde für das Endlager Morsleben (ERAM), nach der deutsch-deutschen Wiedervereinigung eine Störfallanalyse in Anlehnung an die Methodik der Störfallanalyse für das Endlager Konrad durchgeführt (s. Kap. 3.2.1). Auch für das Versuchsendlager Asse II wurde in Anlehnung an das methodische Vorgehen der Störfallanalyse für das Endlager Konrad eine Störfallanalyse für die ursprünglich geplante Stilllegung erstellt /IST 08/.

### **3.2.1 Störfallanalyse für das Endlager Konrad**

Die Störfallanalyse für das Endlager Konrad wurde im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für das Endlager Konrad entwickelt und in Anlehnung an die Störfall-Leitlinien des BMI von 1983 /BMI 83a/ nach kerntechnischen Gesichtspunkten durchgeführt. D. h. sie wurde methodisch nach der Vorgehensweise der Störfallanalysen für Kernkraftwerke aufgebaut. Dieser Ansatz entspricht einem Vorgehen entsprechend den Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren /BMI 83a/, /NMU 02/. Mit diesem Vorgehen zur Durchführung der Störfallanalyse für das Endlager Konrad folgten der Antragsteller und der Gutachter im Planfeststellungsverfahren Konrad der allgemein üblichen Vorgehensweise für Störfallanalysen bei anderen kerntechnischen Anlagen /NMU 02/. Zunächst erfolgte eine deterministische Störfallanalyse und später zur Ergänzung zusätzlich eine probabilistische Analyse für die Anlagenbewertung /NMU 02/.

Die Störfallanalyse für das Endlager Konrad ist in Deutschland als Synonym einer Störfallanalyse für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung zu sehen.

Das sicherheitstechnische Gesamtkonzept im Planfeststellungsverfahren Konrad beruht auf dem Zusammenspiel der Sicherheitsnachweise und den entwickelten Begrenzungen, Grenzwerten, der Anlagenauslegung (technisch und administrativ) und den Anforderungen an die einzulagernden Gebinde, sowie den Anforderungen an die Qualität (radiologische und stoffliche Produktkontrolle, Endlagerungsbedingungen). Es wurde in einem iterativen Prozess entwickelt. Auf Basis der Störfallanalyse wird Vor-

sorge dafür getroffen, dass Störfälle, deren Auswirkungen nicht oder kaum beherrschbar sind, verhindert werden bzw. dass eine Freisetzung im Störfall begrenzt ist.

Die Endlagerungsbedingungen Konrad wurden als wesentlicher Bestandteil des Sicherheitskonzeptes für das Endlager Konrad im Mai 2002 mit dem Planfeststellungsbeschluss des Landes Niedersachsen, der 2007 höchstrichterlich bestätigt wurde, festgeschrieben /BFS 14c/ und sind seit dem unanfechtbar. Sie enthalten Anforderungen an das Inventar und die Auslegung der Abfallgebinde und Verpackungen, die sicherstellen, dass die Planungsrichtwerte der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden. Zusätzlich wurden Anforderungen an die Produktkontrolle /BFS 10a/, /BFS 10b/ und Anforderungen an die Qualität der Abfallgebinde und deren Überprüfung festgelegt, sowie Anforderungen an den Nachweis dieser Vorgaben. Die Qualifizierung der Abfallbehälter erfolgt auf dieser Grundlage in Form von Bauartprüfungen, die von der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) durchgeführt werden.

Ausgehend von Untersuchungen zur radiologischen Ausbreitung und zur Quelltermbestimmung wurden Aktivitätsgrenzwerte für die einzelnen Leitnuklide und nichtspezifizierten Alpha-, Beta- und Gammastrahler abgeleitet. Um die zulässigen Aktivitätsgrenzwerte einzuhalten, wurde das Modell der „Leitnuklide“ zur Charakterisierung der Abfälle entwickelt. Dabei handelt es sich um Nuklide, die eine besondere radiologische Relevanz besitzen und jeweils für eine Gruppe von Spaltprodukten repräsentativ sind. Co-60 und Cs-137 sind beispielsweise Leitnuklide für radioaktive Abfälle aus Betrieb, Stilllegung und Rückbau von Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren, da sie mit ihren radiologischen Eigenschaften und ihren Halbwertszeiten einen wesentlichen Beitrag zur Dosis leisten /ESK 13/. Co-60 und Ra-226 werden z. B. für Abfälle aus Ländersammelstellen als radiologisch relevante Radionuklide herangezogen. Da der Abfall nicht durch zerstörungsfreie Messungen charakterisiert werden kann, ist es notwendig, das radioaktive Inventar mit einer anderen Methode zu bestimmen. Hierzu werden sogenannte Schlüsselnuclide, d. h. messtechnisch einfach zu erfassende Nuklide, herangezogen. Für Kernkraftwerksabfälle wurden hierfür die hochenergetischen  $\gamma$ -Strahler Co-60 und Cs-137, als Schlüsselnuclide festgelegt /GRS 91b/.

Die Produktkontrolle, die der Qualitätssicherung der endlagergerechten Verpackung der radioaktiven Abfälle für das Endlager Konrad dient, besteht aus zwei voneinander unabhängigen Prüfungen. Zum einen bezieht sie sich auf die radiologischen Aspekte,

also das radioaktive Inventar der Abfallgebinde /BFS 10a/, zum anderen auf stoffliche Aspekte /BFS 10b/, d. h. die nicht radioaktiven schädlichen Stoffe in den Abfallgebinden. Die radiologische Produktkontrolle der Abfälle stellt sicher, dass die Endlagerungsbedingungen Konrad eingehalten werden. Die Anforderungen an die Produktkontrolle umfassen die Prüfung von Abfallbehältern, Abfallgebinden und begleitende Kontrollen durch das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) (Vorortkontrollen bei Konditionierungsmaßnahmen der Abfallablieferungspflichtigen) /BFS 10a/. Die zusätzliche Produktkontrolle der stofflichen Aspekte zielt auf Einhaltung der stofflichen Begrenzungen für schädliche nicht radioaktive Stoffe, die sich aus der gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis (GwE) für das Endlager ableiten /BFS 14c/.

### **3.2.2 Weitere Störfallanalysen der End- und Zwischenlagerung**

#### **Sicherheitsanalyse Endlager Morsleben (ERAM), störfallbedingte Aktivitätsfreisetzungen**

Der Sicherheitsbericht für die Genehmigung des Endlagers Morsleben in der DDR hatte die Analyse unerwünschter Ereignisabläufe zum Inhalt. Die Analyse entsprach jedoch nicht der bundesdeutschen Genehmigungspraxis /GRS 91a/. Es wurde daher eine neue Sicherheitsanalyse für das ERAM einschließlich einer Störfallanalyse und den Untersuchungen zu störfallbedingten Aktivitätsfreisetzungen für die weitere Betriebsphase durchgeführt. Diese Störfallanalyse hatte zum Ziel, sicherheitstechnische Empfehlungen zur Vermeidung von Gefährdungen durch den Betrieb der Anlage, zur Risikovorsorge und zur Optimierung des technischen Zustandes und der Risikominimierung zu geben /GRS 94a/. Die Störfallanalyse wurde in Anlehnung an die Methode der Störfallanalyse für das Endlager Konrad durchgeführt.

Zusätzlich zur Ermittlung der Konsequenzen eines Störfalls erfolgte eine probabilistische Analyse der Eintrittshäufigkeiten der Störfälle wie sie auch für das Endlager Konrad durchgeführt wurde /GRS 94a/.

Derzeit befindet sich das Endlager Morsleben im Planfeststellungsverfahren zur Stilllegung. Hierzu wurde 2006 erneut eine Störfallanalyse erstellt. Die Ermittlung der Quellterme für Störfälle bei der Stilllegung des Endlagers Morsleben /MAR 06/ stützt sich an vielen Stellen auf den Bericht „Bestimmung störfallbedingter Aktivitätsfreisetzung im Rahmen der Systemanalyse Konrad,“ /GRS 87/ bzw. zieht diesen als Grundlage heran.

In der Störfallanalyse werden die mechanische Beaufschlagung von Fässern mit zementierten Abfallprodukten betrachtet und die Freisetzungsbeträge je Partikelfraktion für luftgetragene Aerosole ( $\leq 100 \mu\text{m}$ ) am Störfallort als Funktion der spezifischen Beaufschlagungsenergie dargestellt. Dazu wird das Verhältnis der freigesetzten Menge des luftgetragenen radioaktiven Aerosols je Partikelgrößenfraktion zur Menge des beaufschlagten radioaktiven Abfalls angegeben. Bei diesem Vorgehen handelt es sich um eine Weiterentwicklung des Ansatzes aus /GRS 87/, bei dem die Freisetzungsbeträge zeit-, höhen- und größenabhängig ermittelt wurden.

### **Störfallanalyse für die Schließung der Schachtanlage Asse II**

Für die Schließung der Schachtanlage Asse II wurde in 2008 eine Störfallanalyse erstellt. Diese hatte zum Ziel, den Nachweis zu erbringen, dass eine ausreichende Vorsorge nach Stand von W&T gegen Störfälle getroffen wurde und eine störfallbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe während der Schließung sowie störfallbedingte Auswirkungen auf die Nachbetriebsphase ausgeschlossen werden können und der Störfallplanungswert nach § 49 StrlSchV eingehalten wird /IST 08/.

Für die Störfallermittlung wurden die bestehende Auslegung der Schachtanlage, die bestehenden Betriebsvorschriften und die geplanten Änderungen, die während der Schließung durchgeführt werden sollten berücksichtigt /IST 08/. Die Stilllegungsplanung für die Schachtanlage Asse II hat sich mit dem Übergang der Betreiberschaft 2009 geändert. Es wurde ein Optionenvergleich durchgeführt, um herauszufinden, welches die beste Variante in Hinblick auf die Langzeitsicherheit ist. Dieser hatte zum Ergebnis, dass die Rückholung der Abfälle aus der Schachtanlage die beste Option darstellt. Seitdem wird die Möglichkeit der Rückholung der Abfälle aus der Schachtanlage geprüft.

Methodisch wurde die Störfallanalyse für die Stilllegung der Schachtanlage Asse II an die Störfallanalysen ERAM und Konrad für die Betriebsphase angelehnt /IST 08/. Zunächst erfolgte auch hier die Identifizierung von Ereignisabläufen und anschließend die Klassifizierung in Klasse 1 und Klasse 2 Störfälle (= Störfallklassen; vgl. Abb. 4.1). Alle identifizierten Ereignisabläufe wurden aufgrund von Vorsorgemaßnahmen der Klasse 2 zugeordnet und keine weiteren Berechnungen zu Quelltermen und radiologischen Konsequenzen durchgeführt /IST 08/.

## **Störfallanalysen für Zwischenlager radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung**

Die Entsorgungskommission (ESK) gibt Empfehlungen für Anforderungen an Störfallanalysen für die Zwischenlager von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Ziel der Störfallanalysen für Zwischenlager ist es, Schutzvorkehrungen gegen Störfälle zu treffen, um die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung zu begrenzen. Es sind die Planungswerte der §§ 49 bzw. 50 StrlSchV in Verbindung mit § 117 Abs. 16 StrlSchV zugrunde zu legen /ESK 13/.

Zunächst sind die Störfälle zu ermitteln. Hierzu erfolgt eine systematische Analyse der Gegebenheiten der Lagerung, bei der auch langfristige Effekte und Einwirkungen von anderen Einrichtungen berücksichtigt werden, die sich am Standort des Zwischenlagers auswirken können. Dazu werden auch Erfahrungen aus vergleichbaren Einrichtungen herangezogen /ESK 13/.

Der Faktor „menschlicher Fehler“ ist bei der Analyse der Störfallmöglichkeiten und auch als Ursache einer Aktivitätsfreisetzung zu beachten /ESK 13/. Aus der Gesamtliste der Störfälle werden die auslegungsbestimmenden Störfälle abgeleitet und gegenüber Betriebsstörungen, die zum anomalen Betrieb gehören und gegenüber auslegungsüberschreitenden Ereignissen abgegrenzt. Zuletzt erfolgt die Berechnung der möglichen radiologischen Auswirkungen für die auslegungsbestimmenden Störfälle, sofern die Störfallmöglichkeit nicht aufgrund von Vorsorgemaßnahmen ausgeschlossen werden kann /ESK 13/.

Für die auslegungsbestimmenden Störfälle sind in der Regel mechanische Einwirkungen, thermische Einwirkungen und Ausfälle sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen zu betrachten. In die Analyse potenzieller Einwirkungen sind naturbedingte und zivilisatorisch bedingte Einwirkungen von außen einzubeziehen und ggf. auch standortspezifische Gegebenheiten zu berücksichtigen /ESK 13/.

Bei den zivilisatorisch bedingten Einwirkungen von außen (z. B. Einwirkungen schädlicher Stoffe, Druckwellen aufgrund chemischer Reaktionen, von außen übergreifende Brände, Bergschäden und Flugzeugabsturz) ist anhand der Eintrittshäufigkeit und der Auswirkungen der Ereignisse standortbezogen zu entscheiden, ob sie als Auslegungsstörfälle im Sinn der Strahlenschutzverordnung zu bewerten sind oder ob Schutzmaß-

nahmen unter dem Gesichtspunkt der Minimierung der Schadensauswirkung erforderlich sind /ESK 13/.

### **3.3 Zusammenfassende Auswertung**

Es ist internationaler Stand von W&T, für die sicherheitstechnische Bewertung eines Endlagers Störfallanalysen zu erstellen. Dabei wird die deterministische Störfallanalyse durch eine probabilistische Sicherheitsanalyse ergänzt. Diese Vorgehensweise erfüllt die IAEA Empfehlungen zur Verwendung deterministischer und probabilistischer Methoden für die Sicherheitsanalyse, entsprechend dem Gefährdungspotenzial einer Anlage /IAEA 09a/.

Den beispielhaft vorgestellten Störfallanalysekonzepten für Endlager und Zwischenlager ist gemeinsam, dass die Störfälle zunächst auf Basis von systematischen Analysen der Betriebsabläufe deterministisch bestimmt werden. Im Rahmen der deterministischen Analyse werden Annahmen und Randbedingungen nach einem konservativen Ansatz festgelegt. Zur Bewertung von Ereignissen/Störfällen, werden Regelwerksanforderungen und konservative/abdeckende Annahmen und ingenieurtechnisches Wissen herangezogen.

Das Konzept der Störfallanalyse für das Endlager Konrad, kann in Deutschland als stellvertretend für Störfallanalysen für Endlager für vernachlässigbar Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle angesehen werden und entspricht dem internationalen Vorgehen. Die grundsätzlichen Anforderungen an die Durchführung von Störfallanalysen für Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (Regelwerke) gelten nach wie vor.

Das sicherheitstechnische Konzept des Endlagers Konrad beruht auf dem Zusammenspiel von Sicherheitsnachweisen, sowie Begrenzungen und Grenzwerten für das einzulagernde Inventar, der Anlagenauslegung und Anforderungen an die einzulagernden Gebinde (Bauartprüfung der Behälter, radiologische und stoffliche Produktkontrolle, Einhaltung der Endlagerungsbedingungen). Diese sind im Wechselspiel mit den Ergebnissen der Sicherheitsnachweise entwickelt worden. Dieses Gesamtkonzept inklusive der enthaltenen Sicherheitsmargen, die sich aus der konservativen Vorgehensweise in der deterministischen Störfallanalyse ergeben, führt dazu, dass der Sicherheitsnachweis zur Beherrschung von Störfällen auch bei Fortentwicklungen von

Technik oder Anforderungen aus dem Regelwerk seine Gültigkeit behält. Er enthält damit ein gewisses Maß an Robustheit gegenüber Weiterentwicklungen des Standes von W & T.

## **4 Ablauf der Störfallanalyse**

### **4.1 Störfallbestimmung**

Ausgehend von der Anlagenauslegung, den Betriebsabläufen sowie den einzulagernden Abfallgebänden werden Störfälle ermittelt, ereignisorientiert analysiert, bewertet und klassifiziert. Im Folgenden wird am Beispiel der Störfallanalyse für das Endlager Konrad betrachtet, wie aus diesen Parametern die repräsentativen Störfälle bestimmt werden (s. Abb. 4.1).

#### **Ereignisanalyse**

Zunächst erfolgt eine Festlegung der relevanten Betriebsabläufe für die verschiedenen Betriebsbereiche, bei denen es zu mechanischen und thermischen Einwirkungen auf Abfallgebände kommen kann. Anschließend werden alle sicherheitsrelevanten Betriebsabläufe systematisch analysiert, um die potenziellen, unerwünschten Ereignisse, die zu einem Störfall führen können, zu bestimmen. Sowohl Einwirkungen von innen, d. h. Ereignisse aufgrund technischen und menschlichen/administrativen Versagens oder aufgrund von gebirgsmechanischen Ursachen als auch Einwirkungen von außen wie beispielsweise Erdbeben oder Hochwasser werden berücksichtigt.

#### **Ereignisbewertung**

Es werden diejenigen Ereignisse bestimmt, die zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung führen können. Die Ereignisse werden hinsichtlich der Vorsorgemaßnahmen, die für die Vermeidung des Störfalls oder zur Begrenzung von Folgen zu treffen sind, bewertet. Aus dieser Bewertung der Ereignisse geht in Anlehnung an die Störfall-Leitlinie für Druckwasserreaktoren /BMI 83a/ eine Klassifizierung der Störfälle hervor. D. h. die Ereignisse werden entsprechend ihrer Relevanz über die Art des Vorsorgenachweises in zwei Klassen eingeteilt. Die Klasse I umfasst alle Ereignisse, die in ihren radiologischen Auswirkungen durch die Auslegung der Anlage bzw. der Abfallgebände begrenzt werden; die Klasse II beinhaltet diejenigen Ereignisse, welche durch Auslegungsmaßnahmen der Anlage bzw. der Abfallgebände zu vermeiden sind /EU 228/.

Für Störfälle der Klasse 1 ist die Einhaltung des Störfallplanungswerts von 50 mSv gemäß § 49 StrlSchV (ehemals § 28 Abs. 3 StrlSchV) nachzuweisen. Störfälle der Klasse 2 werden aufgrund ihrer geringen potenziellen Eintrittshäufigkeit (unterhalb von  $10^{-5}a^{-1}$ ) dem Restrisiko zugeordnet /NMU 02/.

Als Kriterien für die ingenieurstechnische Bewertung und Einstufung der Ereignisse in Ereignisklassen werden Betriebserfahrungen, technische Machbarkeit, Aufwand und Effektivität einer Maßnahme herangezogen /EU 228/.

### **Störfallgruppenbildung**

Die ermittelten Störfälle werden getrennt nach Betriebsbereichen in Gruppen mit vergleichbaren Ereignisabläufen und Belastungen zusammengefasst. Hierzu werden alle anlageninternen Ereignisse sowie die Ereignisse aufgrund von Einwirkungen von außen hinsichtlich ihrer Ereignisabläufe, Lastannahmen und des Vorsorgenachweises analysiert /EU 228/. Das Ergebnis der Analyse ist die „Störfallliste“.

### **Störfallgruppenbewertung**

Innerhalb der einzelnen Störfallgruppen erfolgt eine Bewertung der Störfälle nach der „Art des Ereignisses“ und der „Aktivitätsfreisetzung“. Ziel ist es, herauszufiltern welche Art von Ereignissen zu maximalen Aktivitätsfreisetzungen führen können. Kriterien hierzu sind die Betriebsbereiche, Störfallabläufe, Beaufschlagung der Abfallgebinde und Lastannahmen /NMU 02/. Die Bewertung der Störfallgruppen bzgl. des Vorsorgenachweises wird in Anlehnung an die Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren vorgenommen /BMI 83a/. Aufgrund systematischer Überlegungen bei der Analyse der Störfälle sind bei der Störfallanalyse für das Endlager Konrad auch Ereignisse berücksichtigt, bei denen realistischerweise keine Freisetzungen radioaktiver Stoffe zu erwarten sind /EU 228/.

### **Auswahl der repräsentativen Störfälle**

Unter Zugrundelegung der höchsten Lastannahmen bei konservativer Bewertung der Einzelfälle erhält man als Ergebnis der Störfallanalyse die Störfallliste mit den repräsentativen abdeckenden potenziellen Ereignissen (= *repräsentative Störfälle*). Für diese Auslegungsstörfälle der Klasse 1 (deren radiologische Auswirkungen auf die Umgebung durch die Auslegung der Anlage bzw. der Abfallgebinde begrenzt werden), muss

der Nachweis der Einhaltung der Planungsrichtwerte der StrlSchV § 49 (Störfallplanungswert) geführt werden.

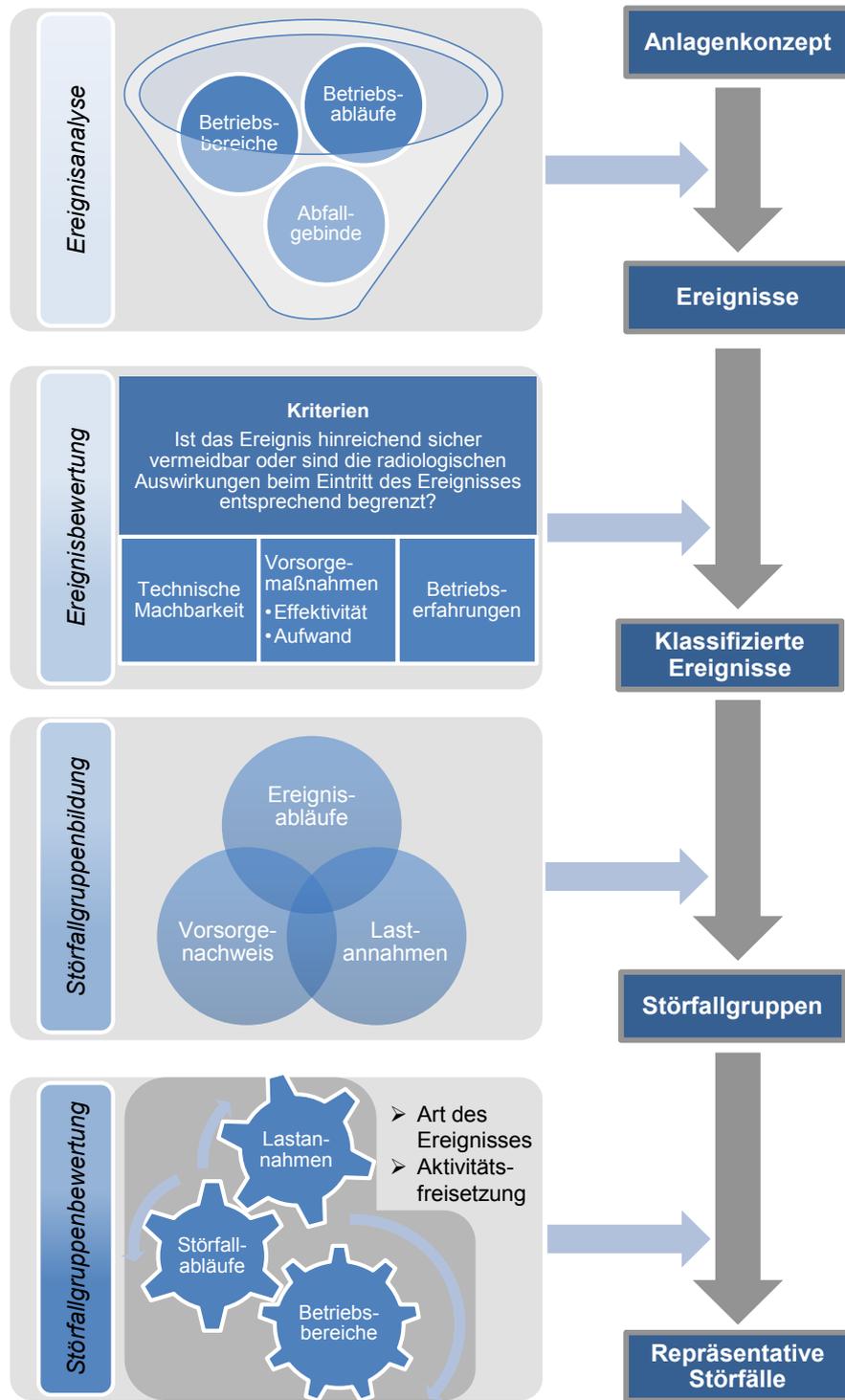
### **Nachweis der Einhaltung des Störfallplanungswertes**

Der Nachweis der Einhaltung des Störfallplanungswertes aus der StrlSchV (§ 49) erfolgt über radioökologische Berechnungen. D. h. es wird die Ausbreitung von Radionukliden in Luft, Wasser und Boden betrachtet und die Strahlendosis, die sich bei Aufnahme der Radionuklide im Körper und aufgrund äußerer Strahlung ergibt, ermittelt. Für die repräsentativen Störfälle wird der Quellterm berechnet, der die störfallbedingte Freisetzung radioaktiver Partikel aus einem Abfallgebinde beschreibt, um anschließend die Strahlendosis am Aufpunkt (ungünstigste Einwirkungsstelle über Tage) zu bestimmen, an dem die Werte der StrlSchV eingehalten werden müssen.

Für das Endlager Konrad wurden insgesamt drei repräsentative Störfälle identifiziert, mit denen nach /NMU 02/ alle übrigen Störfälle abgedeckt sind:

1. Absturz von Abfallgebinden aus 3 m Höhe bei der Handhabung der Gebinde in den übertägigen Anlagen von Konrad 2,
2. Absturz von Abfallgebinden aus 5 m Höhe bei der Handhabung unter Tage,
3. Brand eines Transportmittels unter Tage.

Ein kombinierter Lastfall aus mechanischer und thermischer Einwirkung wurde aufgrund der Endlager- und Gebindeauslegung und weiterer Vorsorgemaßnahmen ausgeschlossen.



**Abb. 4.1** Ablauf der Störfallanalyse modifiziert nach Ablauf der Störfallanalyse für das Endlager Konrad /EU 228/, /GRS 86/

#### 4.1.1 Randbedingungen

In der Störfallanalyse für das Endlager Konrad sind die Inhalte der ergänzenden Unterlagen EU 117 (Endlagerbedingungen), EU 279 (Grubengebäude) und EU 208 (Einlagerungssystem) berücksichtigt. Auf Basis einer systematischen Analyse wurden diejenigen Ereignisse bestimmt, die zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung führen können. Die Systemanalyse und die Störfallauswahl erfolgte rein deterministisch. Im Anschluss wurde eine Bewertung der Störfälle anhand ihrer potenziellen Auftretenshäufigkeiten durchgeführt /EU 238/.

Um die Vielzahl unterschiedlicher Abfallgebilde handhaben zu können, wurden die Gebinde zu Abfallproduktgruppen zusammengefasst. In den Endlagerungsbedingungen Konrad sind die Anforderungen festgeschrieben, die die Abfälle je nach Zugehörigkeit zu einer Abfallproduktgruppe erfüllen müssen (s. Tab. 4.1).

**Tab. 4.1** Abfallproduktgruppen nach /BFS 14a/

Abfallproduktgruppe	Abfallzusammensetzung	Anforderungen an die Abfälle
APG 01	Bitumen- und Kunststoffprodukte	keine
APG 02	Feststoffe	Brennbare Abfälle mit Schmelzpunkt < 300°C <ul style="list-style-type: none"> <li>- fixiert, damit kein Austritt bei thermischer Belastung</li> <li>- Max. ≤ 1 % Anteil an Aktivität im Abfallprodukt</li> </ul>
APG 03	Metallische Feststoffe	Metallteile oder Werkstoffe von Einbauteilen eines Reaktorkerns, ausgenommen Graphit
APG 04	Presslinge	Formstabil kompaktiert mit Pressdruck ≥ 30 Mpa
APG 05	Zementierte/betonierte Abfälle	Abfall in Zementstein oder Beton fixiert und <ul style="list-style-type: none"> <li>- gleichmäßig in dieser Fixierung verteilt (Asche, Pulver, wässrige Konzentrate)</li> <li>- möglichst gleichmäßige Verteilung im Abfallprodukt, Druckfestigkeit des Abfallprodukts ≥ 10 N/mm<sup>2</sup> oder Volumenanteil der Abfallmatrix &gt; 40 %</li> </ul>
APG 06	Konzentrate	Fester, nicht pulverförmiger Bodenkörper aus eingedampften Flüssigkeiten oder getrockneten Schlämmen, nicht brennbar

Die Abfallbehälter der Klasse 1 werden so ausgelegt, dass die Integrität bei Aufprallgeschwindigkeiten  $\leq 4$  m/s soweit erhalten bleibt, dass das Abfallprodukt durch ein anschließendes Schadensfeuer nicht offen abbrennt. An die Abfallbehälter der Klasse 2 werden erhöhte Anforderungen bezüglich der Widerstandsfähigkeit bei einem Aufprall aus 5 m Höhe, sowie des Wärmeleitwiderstandes der Wandung und Leckagerate während eines Schadensfeuers gestellt. Für die mechanische Beaufschlagung werden bitumenfixierte Abfallgebinde und Abfallgebinde mit spezifizierter Dichtheit unterschieden /GRS 90b/. Neben den Abfallbehälterklassen sind für bestimmte Abfälle störfallfeste Verpackungen vorgesehen, an die, über die Anforderungen der Abfallbehälterklassen hinaus, erhöhte Anforderungen gestellt werden /BFS 14a/.

Als potenzielle Auslöser für EVI-Ereignisse (Einwirkungen von innen) wurden technisches Versagen oder Handhabungsfehler aus dem Normalbetrieb heraus unterstellt. Der anomale Betrieb ist nicht betrachtet worden /EU 228/.

Die Einwirkungen Hochwasser, Erdbeben, Flugzeugabsturz, Explosionsdruckwelle und sonstige Einwirkungen von außen (EVA), wurden standortspezifisch betrachtet /EU 228/. Alle für den Standort relevanten EVA-Ereignisse wurden der Störfallklasse 2 zugeordnet. D. h. die Wahrscheinlichkeit des Eintretens dieser Ereignisse wird aufgrund der Auslegung der Anlage oder der Abfallgebinde ausgeschlossen /EU 228/. Ereignisse, die wegen ihres geringen Eintrittsrisikos (sehr kleine potenzielle Eintrittshäufigkeit von  $< 10^{-5} \text{a}^{-1}$ ) keine Auslegungsstörfälle sind – wie beispielsweise Ereignisse infolge eines Flugzeugabsturzes oder einer Explosionsdruckwelle – sind nicht weiter in der Störfallanalyse berücksichtigt worden /EU 228/.

Eine Randbedingung für die Analyse der Störfälle war es, anzunehmen, dass alle geplanten administrativen und technischen Vorsorgemaßnahmen zum Zeitpunkt der Analyse bereits umgesetzt seien. Störfälle, die durch Auslegungsmaßnahmen verhindert werden können bzw. durch diese Maßnahmen in den Bereich des Restrisikos fallen, wurden bei der Quelltermbestimmung und der radiologischen Konsequenzenanalyse nicht berücksichtigt.

Nachfolgend sind Beispiele von Vorsorgemaßnahmen aufgelistet, die zum Ausschluss von Störfällen in der Störfallanalyse führen /EU 208/, /EU 388/:

- Die erdbebensichere Auslegung der Umladehalle und der Pufferhalle sowie der Anlagenkomponenten, verhindern eine Freisetzung radioaktiver Stoffe im Erdbebenfall.
- Technische Maßnahmen der Strecken- und Kammerauffahrung und des -ausbaus, verhindern eine Freisetzung radioaktiver Stoffe durch Steinfall (Löserfall).
- Administrative sowie technische Maßnahmen, wie z. B. Beschränkungen der Fahrgeschwindigkeit, Verkehrszeichen oder auch die Überwachung des Fahrwegs auf dem Anlagengelände mit Kameraanlagen, schließen eine Kollision von LKW aus.
- Verschiedene Verriegelungsmechanismen und technische Begrenzungen der Hubhöhen von Kränen, schließen Gebindeabstürze bei Umladevorgängen und beim Transport im Förderkorb aus.
- Geplante Brandschutzmaßnahmen übertage schließen einen Vollbrand aus, weil grundsätzlich die Brandentstehung verhindert oder dafür gesorgt wird, dass jeder Brand bereits in der Entstehungsphase gelöscht wird.
- Weitere Maßnahmen zur Brandvermeidung/Brandbeherrschung sind die Einrichtung von Brandabschnitten und Brandbekämpfungsabschnitten, die Befüllung von Kraftstofftanks und Heizöltanks außerhalb des Einlagerungsbetriebs, Brandlastenminimierung, Vorhaltung von Löschmitteln, Installation einer übertägigen Sprühwasserlöschanlage, die Ausbildung des Personals für die Brandbekämpfung und übertägig eine Notstromsicherung der Feuerlöschanlagen.

Der Ausschluss bestimmter Störfälle aufgrund eingeplanter Vorsorgemaßnahmen hat zur Folge, dass bei allen technischen und administrativen Änderungen des planfestgestellten Anlagenkonzepts immer eine Prüfung der Rückwirkungen auf die Störfallanalyse notwendig ist. Bei wesentlichen Änderungen der Anlage oder der Betriebsabläufe (Abweichungen vom Planfeststellungsbeschluss) ist ein Änderungsverfahren bei der Endlagerüberwachung zu beantragen. Im Rahmen eines solchen Verfahrens werden u. a. Wechselwirkungen zur Störfallanalyse betrachtet. Dadurch wird sichergestellt, dass die Vorgaben, die sich aus den Ergebnissen der Störfallanalyse ableiten, eingehalten werden.

#### 4.1.2 Lastannahmen

Die Auswahl, Bewertung und Identifizierung der Störfälle bzw. der repräsentativen Störfälle erfolgt auf der Basis von Lastannahmen. Lastannahmen hängen unmittelbar von der Auslegung und der Betriebsweise der Anlage ab. Mechanische und thermische Beaufschlagungen der Abfallgebinde (Energieeintrag in das Abfallgebinde) /KRI 13/, /UHL 13/ infolge eines störfallauslösenden Ereignisses sind zu ermitteln. Die Störfälle mit dem größten Energieeintrag werden als repräsentative Störfälle bestimmt /EU 228/.

Über Tage werden ausschließlich mechanische Beaufschlagungen von Abfallgebinden berücksichtigt. Eine Aktivitätsfreisetzung aufgrund thermischer Beaufschlagung der Abfallgebinde im übertägigen Bereich wird über technische und organisatorische Maßnahmen, die die Entstehung eines Vollbrands verhindern, ausgeschlossen /NMU 02/.

Ableitung von Lastannahmen:

- Für Klasse 1 Ereignisse wurden, nach Betriebsbereichen gegliedert, relevante mechanische und thermische Lastannahmen abgeleitet. Hierzu wurden Festlegungen aus den ergänzenden Unterlagen EU 117, EU 279 und EU 208 (Unterlagen und Planungsgrundlagen im Planfeststellungsverfahren Konrad) herangezogen und, sofern es notwendig war, wurden konservative Abschätzungen vorgenommen /EU 228/.
- Die Ereignisbewertung und die getroffenen Brandschutzmaßnahmen für die Bereiche „über Tage“ und „Schachtförderanlage“ dienten als Grundlage für die Bestimmung der thermischen Lasteinwirkungen. Der thermische Lastfall als Ursache für relevante Freisetzungen konnte ausgeschlossen werden.
- Auf Basis experimenteller Untersuchungen wurde eine Modellkurve zum Temperatur-Zeitverlauf eines Brandes unter Tage entwickelt, die hinsichtlich der Auswirkungen auf ein Abfallgebinde abdeckend ist.
- Lastannahmen für Einwirkungen von außen entfallen aufgrund der standortspezifischen Gegebenheiten /EU 228/ und wurden daher nicht bestimmt.

## Mechanische Lasten

Für die drei Anlagenbereiche „über Tage“, „Schachtförderanlage“ und „unter Tage“ ist jeweils der Lastfall mit dem höchsten Energieeintrag in das Abfallgebäude als repräsentativer mechanischer Lastfall ausgewählt worden.

Als Ursachen für mechanische Einwirkungen auf Abfallgebäude wurden der Absturz von Abfallgebänden, der Absturz schwerer Lasten auf Abfallgebäude und die Kollision von Transportmitteln betrachtet. Hieraus ergaben sich drei mögliche abdeckende mechanische Lastfälle über Tage /EU 228/. Diese berücksichtigen Absturzhöhe, Aufprallgeschwindigkeit und abstürzende Massen, wobei die erste Lastart „Prall“ den abdeckenden Lastfall für den übertägigen Bereich und die Schachtförderanlage darstellt:

1. Lastart: **Prall**  
Absturzhöhe:  $\leq 3$  m  
Aufprallgeschwindigkeit  $\leq 8$  m/s
2. Lastart: **Crush/Impact**  
Absturzhöhe:  $\leq 2$  m  
Abstürzende Masse: 1000 kg
3. Lastart: **Crush/Impact und Prall**  
Aufprallgeschwindigkeit Umladehalle:  $\leq 4$  m/s  
Aufprallgeschwindigkeit Pufferhalle:  $\leq 2$  m/s

Für die Schachtförderanlage wurden Druckkräfte aufgrund von Geschwindigkeitsverzögerungen betrachtet. Diese liegen unter dem Stapeldruck der geplanten mehrlagigen Stapelung der Abfallgebäude und sind somit durch die Auslegung der Abfallgebäude abgedeckt /EU 228/.

Unter Tage wie über Tage sind die mechanischen Einwirkungen aufgrund des Absturzes von Abfallgebänden, des Absturzes von Lasten auf Abfallgebäude und die Kollision von Transportmitteln untersucht worden. Es ergaben sich vier mögliche mechanische Lastfälle, wobei die Lastart 1 als abdeckender Lastfall hinsichtlich des massenspezifischen Energieeintrags und der Ausbreitungsbedingungen für den untertägigen Bereich ermittelt wurde /EU 228/.

1. Lastart: **Prall**  
Absturzhöhe:  $\leq 5$  m  
Aufprallgeschwindigkeit:  $\leq 10$  m/s
2. Lastart: **Prall**  
Absturzhöhe:  $\leq 1$  m  
Aufprallgeschwindigkeit:  $\leq 5$  m/s
3. Lastart: **Crush/Impact**  
Absturzhöhe:  $\leq 4$  m  
Aufprallgeschwindigkeit:  $\leq 9$  m/s  
Abstürzende Masse:  $\leq 20$  Mg
4. Lastart: **Crush/Impact** und **Prall**  
Aufprallgeschwindigkeit:  $\leq 4$  m/s

### **Thermische Lasten**

Die Lastannahmen für thermische Einwirkungen auf Abfallgebäude wurden aufgrund des Störfalls „Fahrzeugbrand unter Tage“ abgeleitet. Sie basieren auf der Temperatur und dem zeitlichen Verlauf der Temperatur, der das Abfallgebäude im Störfall ausgesetzt wäre. Die Festlegung einer abdeckenden Modellbrandkurve erfolgte unter Berücksichtigung der Wärmeleitfähigkeit und Wärmekapazität der Abfallgebäude /EU 228/.

Lastannahmen für einen Brand werden mithilfe eines Bemessungsbrandes beschrieben, der als Temperatur-Zeit-Kurve angegeben wird. Als Bemessungsbrände können nominelle Brandkurven nach DIN 4102 /DIN 98/ oder Naturbrandszenarien gewählt werden. Unter Naturbrand wird nach /ONO 04/ ein Brand verstanden, der bestimmte konvektive Wärmeübertragungen erzeugt und der Beanspruchung aus einem einzelnen brennenden Gegenstand entspricht. Naturbrandszenarien werden heute in den meisten Fällen mit Rechenprogrammen ermittelt und liegen überwiegend unterhalb der Belastung einer nominellen Brandkurve /HHP 11/.

Als repräsentative Lastannahme wurde für die Störfallanalyse für das Endlager Konrad eine Brandkurve der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) gewählt, deren Temperatur in den ersten fünf Minuten auf  $800$  °C steigt und nach 60 Minuten wieder auf Raumtemperatur von  $30$  °C abfällt. Die PTB-Modell-Brandkurve ist eine nominelle

Brandkurve. Sie basiert nicht auf Rechnungen und Experimenten, sondern auf konservativen Annahmen /GRS 85/.

Argumentativ wird belegt, dass die PTB-Modell-Brandkurve für die thermische Belastung von Abfallgebinden im Brandfall konservativ abdeckend ist, da u. a. folgende Effekte, die sich mindernd auf eine thermische Belastung von Abfallgebinden im Brandfall auswirken, nicht in die Brandkurve einfließen:

- Die überwiegende Zahl an Transportstrecken dient auch als Wetterstrecke. Dadurch herrscht dort immer ein Luftstrom, der bei einem Brand zu einer höheren Abbrandrate und damit zu einer Verkürzung der Branddauer führt. Zugleich hat die kontinuierliche Zufuhr von Luftmassen und damit die Abfuhr von Wärme, eine kühlende Wirkung.
- Aufgrund der Unebenheiten der Transportstrecken ist bei einem Brand damit zu rechnen, dass flüssige Brandlasten (Betriebsmittel) teilweise versickern und dass sich die Lache flüssiger Brandlasten großflächiger ausbreitet, als dies in Brandwannenflächen bei Brandversuchen gegeben war. Dies wirkt sich in einer Verkürzung der Branddauer aus /GRS 85/.
- Bei der thermischen Beaufschlagung der Abfallgebinde wird von allseitiger thermischer Belastung durch thermische Strahlung und direkten Kontakt mit heißen Brandgasen entsprechend der PTB-Modell-Brandkurve ausgegangen. Nicht berücksichtigt ist, dass die Brandlasten am Transportfahrzeug z. T. mehrere Meter vom Abfallgebinde entfernt sind und dadurch die Gebinde bei einem Brand nicht unmittelbar allseitig thermisch belastet werden /GRS 85/.
- Zylindrische Abfallgebinde werden liegend auf einer Tausch- oder Transportpalette transportiert, die abschirmend gegenüber thermischer Belastung wirkt, so dass es bei einem Brand zu einer geringeren thermischen Beaufschlagung der Abfallgebinde kommt /GRS 85/.

Mit der Störfallanalyse wurde der Fahrzeugbrand unter Tage, als einer von drei repräsentativen Störfälle für das Endlager Konrad identifiziert.

Methodisch kann auch heute noch ein Bemessungsbrand als Grundlage zur Ableitung von Lastannahmen für den Fahrzeugbrand unter Tage verwendet werden. Zum Abbau von Konservativitäten wäre ggf. zu prüfen, ein Naturbrandszenarium mit umfangreichen Simulationsrechnungen zugrunde zu legen /HHP 11/. Für die Erstellung von Na-

turbrandszenarien werden CFD-Programme (computational fluid dynamics) genutzt. Das Ergebnis solcher Simulationsrechnungen ist eine zeitabhängige Strömungssimulation für die Temperaturverteilung im Raum. Bisher wurde nicht untersucht, ob und inwiefern auf diese Art ermittelte Lastannahmen durch die PTB-Modell-Brandkurve abgedeckt werden.

## **4.2 Quelltermbestimmung**

Quelltermermittlungen werden in verschiedenen technischen Bereichen der Industrie durchgeführt. Je nach Umgebung und Störfallart unterscheiden sich Umgebungs- und Freisetzungsbedingungen, wodurch unterschiedliche Methoden zur Bestimmung der Quellterme anzuwenden sind.

Im Rahmen der Störfallanalyse im Planfeststellungsverfahren wird bei der Quelltermbestimmung die Freisetzung von Radionukliden aus den betroffenen Abfallgebinden ermittelt. Der Quellterm beschreibt, basierend auf konservativen Annahmen bei realistischen Rahmenbedingungen, die Quantifizierung der Freisetzung von Radionukliden bei Störfällen. Unterschiedliche Faktoren, wie Abfallform, Abfallbehälter und Lastenträger in Abfallgebinde bestimmen die Höhe der Freisetzung. Der Quellterm wird für die Ausbreitungsrechnungen benötigt, um die radiologischen Konsequenzen des Störfalles zu bestimmen. Im Störfall freigesetzte radioaktive Stoffe dürfen nicht zur Überschreitung der Grenzwerte führen, die in der Strahlenschutzverordnung festgelegt sind. Die Analysen zum Freisetzungsverhalten von Radionukliden im Störfall bestimmen neben den Analysen zur Kritikalität, zur Wärmeentwicklung, zum Betrieb und zur Langzeitsicherheit die Begrenzung des Radionuklidinventars in den Abfallgebinden.

Über den Luftpfad resultiert im Störfall untertage die größte anzunehmende Freisetzung in die Umgebung. Entscheidend für die Wirkung freigesetzter radioaktiver Partikelfractionen sind die Teilchengrößen. Partikel gelangen über den Luftweg in Abhängigkeit von ihrem Durchmesser in den Atemtrakt und können dort zu einer erheblichen Strahlenexposition führen. Zur Abschätzung der radiologischen Konsequenzen ist im Störfall zunächst die potenzielle Freisetzung radioaktiver Partikel aus einem Abfallgebinde in Folge einer mechanischen oder thermischen Beaufschlagung massenabhängig nach Größenfraktionen zu ermitteln. In mehreren Versuchsreihen wurden dazu verschiedene Störfälle bzw. daraus resultierende Freisetzungen simuliert.

Als bestimmender Faktor für die Aktivitätsfreisetzung und die Partikelgrößenverteilung wurde hierbei der massenspezifische Energieeintrag in die Abfallgebinde ermittelt.

#### **4.2.1 Experimentelle Methoden und Berechnungsverfahren**

Die Problematik der luftgetragenen Aktivitätsfreisetzung infolge thermischer und mechanischer Beaufschlagungen wurde mehrfach in vergleichbaren experimentellen Fall- und Freisetzungsversuchen behandelt /SEL 14/. Verschiedene Publikationen hierzu werden im Verlauf des Kapitels aufgeführt.

Grundlage der experimentellen Verfahren sind meist Berechnungen, welche durch praktische Versuche validiert werden, um somit eine Systematik für die Ableitung der Quellterme zu erlangen. Es handelt sich um halb-empirische Berechnungsverfahren, da einzelne physikalische Parameter in Abhängigkeit von der Störfallsituation variieren können.

#### **Untersuchungen der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM)**

Für die Erlangung einer Genehmigung nach Gefahrgut- oder Atomrecht werden an die Abfallbehälter hinsichtlich des Transports, sowie der Zwischen- und Endlagerung radioaktiver Stoffe hohe Anforderungen gestellt, deren Erfüllung von der Bundesanstalt für Materialforschung- und prüfung in ausführlichen Analysen zur mechanischen und thermischen Beanspruchung dieser Behälter geprüft wird. Regelmäßig durchgeführte Prüfungen speziell für Transport- und Endlagerbehälter sind nach /BAM 10/:

- 9 Meter Fall auf ein unnachgiebiges Fundament
- 1 Meter Fall auf einen Stahldorn (Dornfallprüfung)
- 9 Meter Fall einer Stahlplatte auf das Prüfobjekt (Quetschprüfung)
- 5 Meter Fall auf ein für das Endlager Konrad repräsentatives Versuchsfundament

Neben der experimentellen Prüfung setzt die BAM schwerpunktmäßig Finite-Elemente-Simulationsprogramme ein. Mit diesen können Randbedingungen beliebig definiert und Modellparameter variiert werden. Die hohe Detailgenauigkeit der Simulationsergebnisse wird mithilfe einer analytischen Näherungsbetrachtung sowie Parametervariationen

überprüft. Wesentlich für die Verifikation der auf Berechnungen beruhenden Ergebnisse ist jedoch immer der Vergleich mit experimentell gewonnenen Daten /BAM 12/.

### **Untersuchungen des DOE, USA**

In /DOE 94/ wird der luftgetragene Freisetzungspfad als primärer Freisetzungsmechanismus bei kerntechnischen Anlagen (nicht KKW) angesehen.

Laut NRC (Nuclear Regulatory Commission) ist die Dosis, die über den Inhalationspfad aufgenommen wird, die dominierende Dosis /DOE 94/. Unter dem Begriff des luftgetragenen Quellterms ist die Menge an radioaktivem Material (ausgedrückt in Masse- oder Aktivitätseinheiten) zu verstehen, die im Falle eines entsprechenden Störfallereignisses aus der Anlage abgegeben bzw. freigesetzt werden kann /DOE 94/.

Der Quellterm wird durch fünf Faktoren (Risikomaterial, Schadensanteil, luftgetragene Freisetzung, lungengängige Anteile, Freisetzungspfad) bestimmt, die aufgrund der beschränkten empirischen Datenlage auf Schätzungen angemessener (vernünftiger) Randbedingungen und auf experimentellen Untersuchungen basieren.

### **Untersuchungen der NWMO, Kanada**

Neben den USA verwendet auch Kanada die Vorgehensweise des US-DOE zur Bestimmung des Quellterms bei Störfällen. Die kanadische "Nuclear Waste Management Organization" (NWMO) stützt sich in ihrem Sicherheitsbericht /NWM 09/ auf Angaben der DOE /DOE 94/ und von DOE beschriebene Ermittlungen des Quellterms luftgetragener Aktivitätsfreisetzung.

#### **4.2.2 Quelltermermittlung am Beispiel des Endlagers Konrad**

Der Ermittlung der störfallbedingten Aktivitätsfreisetzung aus Abfallbinden wurden für das Endlager Konrad die repräsentativen Störfälle aus der Störfallanalyse (vgl. Kap. 4.1) und die in den Endlagerungsbedingungen Konrad nachzulesenden Einteilungen der Abfälle in Abfallgruppen /BFS 14a/ zugrunde gelegt. Die Annahmen und Abschätzungen enthalten Sicherheitsmargen, damit auch bei einer Unterschätzung der störfallbedingten Auswirkungen keine Überschreitung der Planungswerte eintreten kann /GRS 87/.

Der Quelltermmittlung für das Endlager Konrad wurde der luftgetragene Freisetzungspfad zugrundegelegt. Über diesen Ausbreitungspfad erfolgt die größte anzunehmende Freisetzung. Die Einlagerung von Flüssigkeiten im Endlager wird durch die Festlegungen in den Endlagerungsbedingungen für Konrad /BFS 14a/ ausgeschlossen. D. h. aufgrund der physikalischen Zustandsform der Abfallprodukte ist eine Freisetzung durch Flüssigkeiten nicht anzunehmen.

Eine entscheidende Rolle in der Störfallanalyse für das Endlager Konrad in Bezug auf potenzielle Freisetzungen kommt der Rückhaltung radioaktiver Stoffe zu. Sie wird durch die Behälter und durch die Konditionierung des Abfallproduktes gewährleistet. Die Abfälle sind aufgrund der Menge und Inhomogenität des gesamten Abfallspektrums in sechs Abfallproduktgruppen (s. Tab. 4.1, Kap. 4.1.1) und die Abfallbehälter in zwei Klassen unterteilt und müssen spezifischen Anforderungen standhalten.

Es wurden Untersuchungen zur Mengenbestimmung disperser und dispergierbarer Partikelsysteme bei Freisetzungen durch mechanische Beaufschlagung durchgeführt. Zur vollständigen Erfassung der Abfallformen in den einzelnen Abfallproduktgruppen sind für die Abfälle je nach Abfallproduktgruppe unterschiedliche Mengen an feinpulverigen Substanzen angenommen worden, da diese bei einem mechanischen Lasteintrag die größte anzunehmende Freisetzung generieren. Auf Grundlage der durchgeführten Freisetzungsexperimente wurden

- die physikalisch/chemische Form der Radionuklide,
- die Korngrößenverteilung bei pulverförmigen Substanzen,
- die Kraftereinwirkung im Störfall, sowie
- die Freisetzungsdauer

als Kriterien für die Anwendbarkeit und Übertragbarkeit eines Experiments zur Freisetzung von Radionukliden festgelegt /GRS 90b/.

Um zu prüfen, ob die Grenzwerte bei einer mechanischen Beaufschlagung von Abfallgebänden eingehalten werden, wurden verschiedene Experimente und Berechnungen zu potenziellen Freisetzungen durchgeführt /GRS 87/. Die Freisetzung infolge thermischer Lastbeaufschlagung kann über die physikalischen Vorgänge der Pyrolyse, Verbrennung, Verdampfung oder Sublimation erfolgen /GRS 87/.

Bei der thermischen Beaufschlagung werden die Freisetzungsteile entsprechend den Abfallproduktgruppen für folgende drei Radionuklidgruppen ermittelt:

1. Halogene und C-14 in leichtflüchtiger Form
2. Tritium (H-3) als HTO (Schweres Wasser)
3. Sonstige Radionuklide

### **Freisetzung durch Pyrolyse**

Pyrolyse ist die thermische Zersetzung eines Stoffes infolge hoher Temperaturen bei beschränktem Luftzutritt.

Aus einem Versuch der Firma NUKEM mit einem 200 l Fass, gefüllt mit fünf Presslingen aus brennbarem Abfallsimulat, wurde abgeleitet, dass die maximalen Freisetzungsteile von Cäsium infolge Pyrolyse für alle weiteren Radionuklide außer Halogenen, Tritium und C-14, die aufgrund anderer Freisetzungsmechanismen vollständig in die Umgebung gelangen, als abdeckend anzunehmen sind /GRS 87/.

### **Freisetzung durch Verbrennen**

Im Rahmen der Quelltermmittlung wurden verschiedene Untersuchungen zu Freisetzungen durch Verbrennen herangezogen. Man unterstellt den Radionukliden C-14, Tritium und Halogenen eine vollständige Freisetzung beim Verbrennen und leitet konservativ Freisetzungsteile für alle sonstigen Nuklide ab. Nach weiteren experimentellen Analysen zur Freisetzung durch Resuspension (Staubaufwirbelung) wird ihr Freisetzungsteil auch konservativ abgeschätzt /GRS 87/.

### **Freisetzung durch Verdampfen von Wasser**

Dieser Freisetzungsprozess bei thermischer Beaufschlagung ist für zementierte/betonierte Abfälle und Konzentrate aufgrund ihres relativ hohen Wasseranteils bedeutsam. Im Fall der Verdampfung gehen die enthaltenen radioaktiven Stoffe in die Gasphase über.

Bei experimentellen Überprüfungen durch eine 70-minütige Erhitzung eines 200 Liter Fasses, konnte eine 10%ige Freisetzung des Wassers mit einem Anteil von  $10^{-5}$

(0,001 %) des Cs-Inventars festgestellt werden. Somit ergäbe eine 100 %ige Verdampfung des Wassers eine maximale Cs-Freisetzung von  $10^{-4}$  (0,01 %). Dieser Freisetzungsmechanismus ist erst bei Temperaturen  $> 100$  °C möglich. In konservativen Annahmen werden bei Temperaturen  $> 100$  °C alle Radionuklide mit einem Anteil von  $5 \times 10^{-4}$  (0,05 %) freigesetzt, ausgenommen Tritium und C-14 in leichtflüchtiger Form, sowie Halogene, die durch den Freisetzungsmechanismus „Sublimation bzw. Verdampfen radioaktiver Stoffe“ entweichen /GRS 87/.

### **Freisetzung durch Sublimation bzw. Verdampfen radioaktiver Stoffe**

Der dominante Prozess für leichtflüchtige Radionuklide (C-14, Halogene, Tritium) oder auch sonstige Radionuklide in Form von Oberflächenkontaminationen an metallischen Feststoffen, ist die Freisetzung durch Sublimation und Verdampfen. Sonstige Radionuklide werden dann freigesetzt, wenn sie in chemischen Verbindungen vorliegen, die bei  $400$  °C einen Dampfdruck von ca.  $1$  Pa über dem ihrer festen bzw. flüssigen Phase aufweisen. Diese werden als mittelflüchtige Verbindungen bezeichnet. Schwerflüchtige Verbindungen besitzen bei ca.  $400$  °C einen Dampfdruck  $< 10^{-4}$  Pa /GRS 87/.

#### **4.2.3 Quelltermermittlung für die Stilllegung ERAM**

Die Ermittlung der Quellterme für Störfälle im Rahmen der Störfallanalyse zur Stilllegung des Endlagers Morsleben /MAR 06/ erfolgte grundsätzlich auf Basis der Methodik zur Bestimmung der störfallbedingten Aktivitätsfreisetzung des Endlagers Konrad /GRS 87/. Nach /GRS 87/ wurden die Freisetzungsanteile zeit-, fallhöhen- und größenabhängig ermittelt. Die mechanische Beaufschlagung von Fässern mit zementierten Abfallprodukten wird beim ERAM je Partikelfraktion für luftgetragene Aerosole ( $\leq 100$   $\mu\text{m}$ ) am Störfallort als Funktion der spezifischen Beaufschlagungsenergie dargestellt. Dazu wird das Verhältnis der freigesetzten Menge des luftgetragenen radioaktiven Aerosols je Partikelgrößenfraktion zur Menge des beaufschlagten radioaktiven Abfalls angegeben.

Für ERAM wird folgender Produktansatz herangezogen:

$$FB = Fd \times Fg(d'_{min} \dots d'_{max}) \times FB_{Abfallprodukt}$$

mit:

FB = Freisetzungsbruchteil des luftgetragenen Aerosols

Fd = Aerosoldispersierungsfaktor (luftgetragener Anteil der Aerosole)

Fg(d'\_{min} ... d'\_{max}) = Aerosolgenerierungsfaktor je nach Partikelgrößenfraktion

FB\_{Abfallprodukt} = Freisetzungsbruchteil des radioaktiven Abfallprodukts

Der Aerosolgenerierungsfaktor Fg ist eine Funktion der Beaufschlagungsenergie und gibt den aerosolförmigen Anteil der betrachteten Partikelfraktion des freigesetzten radioaktiven zementierten Abfallproduktes an. Der Aerosoldispersierungsfaktor Fd ist abhängig von der Strömungsgeschwindigkeit der Grubenwetter und der Partikelgrößenfraktion sowie der Beaufschlagungsenergie und beschreibt den gesamten luftgetragenen Anteil des Aerosols.

Im Planfeststellungsverfahren für das Endlager Konrad wurden die Freisetzungsteile experimentell bestimmt. Es wurden zeit-, größen- und fallhöhenabhängige Untersuchungen durchgeführt. Dies ermöglichte die Bestimmung auch der inhalierbaren Anteile. Die Weiterentwicklung dieser Methode zur Bestimmung der Freisetzungsteile für das Endlager Morsleben gibt bei der Quantifizierung der einzelnen aerosolförmigen Partikelgrößenfraktionen das Verhältnis des luftgetragenen Aerosols je Partikelfraktion zur Menge des beaufschlagten zementierten Abfalls in Abhängigkeit von der spezifischen Beaufschlagungsenergie an. Eine Rückhaltung durch die Behälterwandung oder sonstige Strukturen wird nicht berücksichtigt. Mit dieser Methode wird die Höhe der Freisetzung einer bestimmten Partikelgrößenfraktion bei einer spezifischen Beaufschlagungsenergie bestimmt. Die beaufschlagte Abfallmenge wird durch die Gebindeanzahl und die jeweiligen Massen angegeben.

Die Weiterentwicklung des Berechnungsansatzes Konrad für das Planfeststellungsverfahren zur Stilllegung des Endlagers Morsleben betrifft eine Erweiterung um den Ansatz der Quantifizierung der einzelnen aerosolförmigen Partikelgrößenfraktionen als Funktion der spezifischen Beaufschlagungsenergie. Die grundsätzliche Methodik wurde nicht verändert.

### 4.3 Radiologische Konsequenzenanalyse

Die infolge eines Störfalls mögliche Ausbreitung von Stäuben und Aerosolen, die mit radioaktiven Partikeln behaftet sind, stellen ein potenzielles gesundheitliches Risiko für die Bevölkerung dar. Die effektive Dosis für die Bevölkerung aufgrund einer Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung, wird für den ungünstigsten Störfall in der Strahlenschutzverordnung /STR 12/ gemäß § 49 Abs. 1 auf 50 mSv festgelegt. Die Strahlendosen für die ungünstigsten Einwirkungsstellen (Aufpunkte) am Anlagengelände werden mit Hilfe von Ausbreitungsmodellen ermittelt. Für Betriebspersonal gelten die in §§ 54 ff StrlSchV /STR 12/ festgelegten Grenzwerte für die berufliche Strahlenexposition /NMU 02/.

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen ist zu zeigen, dass durch die Auslegung der Anlage bzw. der Abfallgebinde im Störfall radiologische Auswirkungen auf die Umgebung der Anlage begrenzt sind und die Dosis-Grenzwerte eingehalten werden.

Für das Endlager Konrad hat der Antragsteller für Störfälle eine Selbstbeschränkung der effektiven Dosis auf 20 mSv vorgenommen und diesen Wert der Störfallanalyse und der Erstellung der Endlagerbedingungen zugrundegelegt. Als Grundlage für den Nachweis der Einhaltung des Störfallplanungswertes dienen die in der Störfallanalyse ermittelten abdeckenden Störfälle der Klasse I (repräsentative Störfälle) /EU 228/.

Für die jeweiligen Störfälle werden zulässige Aktivitäten von Einzelnucliden in Abfallgebinden hergeleitet. Berücksichtigt werden Radionuklide mit einer Halbwertszeit > 10 Tage. Die Aktivitätsgrenzwertbestimmung erfolgt in drei Schritten /GRS 89/:

1. Zu jedem repräsentativen Störfall in der Umgebung der Anlage wird die Strahlenexposition für das kritische Organ berechnet. Als Randbedingung ist unterstellt, dass sich in einem Abfallgebinde nur ein Radionuklid mit einer Einheitsaktivität befindet.
2. Die Aktivität, die für das jeweilige Störfallereignis im Abfallgebinde zulässig ist, wird bestimmt, so dass der Störfallplanungswert und die organspezifischen Störfalldosisgrenzwerte eingehalten werden.
3. Es wird der Störfall ermittelt, der für das Einzelnuclid zu den höchsten radiologischen Auswirkungen bzw. zur höchsten Dosis für das kritische Organ führt. Die

damit bestimmte restriktivste Aktivität des Nuklids im Gebinde entspricht dem Aktivitätsgrenzwert für ein Einzelnuclid.

Um die Einhaltung des Störfallplanungswertes sicher zu stellen, wurde zusätzlich zu den Aktivitätsgrenzwerten ein Summenkriterium aufgestellt. Damit kann bei einem Gemisch von Radionukliden in einer Transporteinheit (bis zu zwei Abfallgebinde) die Einhaltung des zulässigen Aktivitätsinventars nachgewiesen werden /NMU 02/.

Die atmosphärische Ausbreitung und Dosisberechnung in der Umgebung der Anlage infolge eines Störfalls erfolgte nach den Störfallberechnungsgrundlagen für die Störfall-Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 49 StrlSchV (früher § 28 StrSchV, s. auch Kap. 2.2.2) /GRS 89/. Die angewendeten Modelle und Parameter für die Ausbreitung von Radionukliden in der Atmosphäre entsprachen Standardverfahren für die Berechnung der Ausbreitung bei Kernkraftwerken.

### **Berücksichtigung der Rückhaltung bei luftgetragener Ausbreitung**

Wesentlich für die Ausbreitung von Aerosolpartikeln sind Prozesse oder Mechanismen, durch die diese in der Anlage zurückgehalten werden. Im übertägigen Betriebsbereich ist eine Beschränkung der Ausbreitung durch bauliche Strukturen gegeben. Einfluss auf die untertägige, als auch die übertägige Ausbreitung, haben die geometrischen Gegebenheiten, Wettergeschwindigkeiten sowie die Oberflächenbeschaffenheit der Strecken bzw. Gebäudestrukturen.

Die Ermittlung der radiologischen Konsequenzen im Rahmen des Sicherheitsnachweises zur Beherrschung von Störfällen erfolgte für das Endlager Konrad getrennt nach übertägigen und untertägigen Störfällen.

Die Quantifizierung der größenabhängigen Abscheideprozesse von Aerosolpartikeln auf dem Transportweg bis zum Abwetterschacht beruht auf den Ergebnissen von untertägigen Experimenten zur Aerosolausbreitung /GRS 89/. Bei der Ermittlung der störfallbedingten Freisetzung von radioaktiven Partikeln sind die Wettergeschwindigkeiten und die turbulente Durchströmung in den Bewetterungskanälen zu berücksichtigen.

1985 wurden vom Fraunhofer-Institut für Toxikologie und Aerosolforschung (ITA) untertägige Ausbreitungsexperimente durchgeführt, die mit den Bedingungen in Konrad ver-

gleichbar sind. Die abgeleiteten Ergebnisse lieferten Erkenntnisse über die Ausbreitung luftgetragener Partikel sowie möglicher Rückhaltefaktoren. Zwei Messkampagnen wurden mit dem Testaerosol Ytterbiumchlorid und Glaspartikeln durchgeführt. Der Partikelgrößenbereich der eingesetzten Stoffe deckt sowohl die Größenverteilung von Brandaerosolen als auch die durch mechanische Beaufschlagung erzeugten Aerosole ab /GRS 89/.

Die potenzielle Strahlenexposition, die sich auf Grundlage dieser experimentellen Untersuchungen und Berechnungen der Emissionen ergibt, wird mit den in den Störfallrechnungsgrundlagen /BMU 94/ festgelegten Berechnungsverfahren ermittelt. Aus experimentellen Untersuchungen ist bekannt, dass sich die Partikelgröße von Brandaerosolen im Bereich von wenigen Zehntel  $\mu\text{m}$  bis  $5 \mu\text{m}$  bewegen. Daher wurde in der Störfallanalyse für das Endlager Konrad für Brand keine Rückhaltung radionuklidbehafteter Aerosole und Partikel angenommen.

### **Ermittlung der Strahlenexposition in der Umgebung der Anlage**

Die atmosphärische Ausbreitung und die Dosisberechnung wurde anhand des Quellterms bestimmt (s. auch Kap. 4.2).

Die bei störfallbedingter mechanischer oder thermischer Beaufschlagung von Abfallgebinden ermittelten Freisetzunganteile einschließlich der physikalisch-chemischen Eigenschaften freigesetzter Radionuklide und die innerhalb der Anlage wirksam werden den Rückhalteprozesse bilden den Quellterm für die Berechnungen. Es wurden Modelle und Parameter zur Berechnung der Ausbreitung in der Atmosphäre, der Ablagerung am Boden, dem Transfer durch Nahrungsketten und zur Dosisberechnung verwendet. Durch den Vergleich der ermittelten Strahlenexposition für das kritische Organ mit dem jeweiligen Störfallplanungswert der StrlSchV wurde die zulässige Aktivität des betreffenden Radionuklids in einem Abfallgebinde abgeleitet /GRS 90a/. Hierzu wurden entsprechende Störfallrechnungen für eine Vielzahl von Radionukliden für die unterschiedlichen Abfallproduktgruppen, die Abfallbehälterklassen und die radiologisch repräsentativen Störfälle durchgeführt /GRS 90a/.

#### 4.4 Probabilistische Anlagenbewertung

Aufgrund der zunehmenden Bedeutung probabilistischer Methoden bei der Erstellung von Störfallanalysen (s. auch Kap. 2.3) sollen diese im Vorhaben vertieft betrachtet werden.

Risikoanalysen bzw. probabilistische Sicherheitsanalysen für komplexe technische Anlagen, insbesondere für Kernkraftwerke, haben eine langjährige Tradition. In den 1960er Jahren wurden erstmals Methoden für Risikoanalysen für die Luft- und Raumfahrt zur Identifizierung von Schwachstellen und zur Verringerung des Gesamtrisikos entwickelt /GRS 15b/. Die erste Risikoanalyse in Deutschland für eine kerntechnische Anlage wurde Ende der 1970er Jahre von der GRS für das KKW Biblis-B durchgeführt /GRS 79/. Seit den 1990er Jahren werden Risikoanalysen für deutsche KKW in größerem Umfang durchgeführt. Gesetzlich vorgeschrieben sind Risikoanalysen für KKW seit dem Jahr 2002 im Zuge der Novellierung des Atomgesetzes /GRS 15b/. In der Fachsprache hat sich für die Risikoanalyse seit mehreren Jahren der Begriff probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) durchgesetzt /GRS 15b/.

Das Risiko definiert sich über das Produkt aus Eintrittswahrscheinlichkeit und Schadensausmaß eines Ereignisses. Sicherheitstechnische Maßnahmen senken diese beiden Parameter eines Ereignisses. Die Gefährdung, die nach Anwendung jeglicher, theoretisch möglicher Sicherheitsvorkehrungen (wissenschaftlich denkbare Vorkehrungen) besteht, wird nach /BLU 10/ als Restrisiko bezeichnet. Dabei wird bei besonders sicherheitsrelevanten Prozessen die Formulierung „Stand von Wissenschaft und Technik“ (technisch denkbare Vorkehrungen) und bei Prozessen mit geringerem Gefahrenpotenzial „Stand von Technik“ (technisch machbare Vorkehrungen) angewendet /BLU 10/. Liegt das Risiko innerhalb des Restrisikobereichs und damit unterhalb des „Grenzrisikos“, kann ein Zustand als sicher bezeichnet werden. In welchen Größenordnungen das Restrisiko liegt und was damit als akzeptiertes und vertretbares Risiko bezeichnet wird, hängt von soziologisch-politischen Entscheidungen ab /BLU 10/.

Ein „Null-Risiko“ ist für keine technische Einrichtung erreichbar. Aus diesem Grund wird das Risiko durch sicherheitstechnische Maßnahmen auf ein akzeptables Niveau abgesenkt. Man spricht von akzeptiertem Risiko, vertretbarem Risiko oder Restrisiko. Im Kalkar-Urteil des Bundesverfassungsgerichtes vom 08.08.1978 /BVG 78/ wurde die Anwendung des Restrisikos höchstrichterlich bestätigt. Eine genaue Quantifizierung für das Restrisiko gibt es in der deutschen Gesetzgebung nicht. Für Anlagen, die mit radi-

oaktiven Stoffen umgehen, ist die Auslegung nach Stand von Wissenschaft und Technik gefordert und es ist das Minimierungsgebot nach § 6 StrlSchV einzuhalten.

Risikoanalysen werden mithilfe von Wahrscheinlichkeitsrechnungen durchgeführt. Zugrunde gelegt werden statistisch ermittelte Zuverlässigkeitsdaten (Eingangsdaten). Der Aufwand für das Aufstellen von auslösenden Ereignissen kann sehr unterschiedlich sein. I. d. R. werden auslösende Ereignisse (Einwirkungen von innen und Einwirkungen von außen) deterministisch bestimmt. Für Kernkraftwerke, die vielfach ähnliche Attribute und analoge Strukturen aufweisen, wurde in /BMU 05/ ein Referenzspektrum an auslösenden Ereignissen zusammengestellt. Für Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die weltweit in geringerer Anzahl und mit unterschiedlichen technischen Konzepten errichtet wurden, existiert ein solches Referenzspektrum bislang nicht.

#### **4.4.1 Probabilistische Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke**

Der Analyseansatz einer probabilistischen Sicherheitsanalyse unterscheidet sich wesentlich von dem einer deterministischen Sicherheitsanalyse und bedingt eine andere Herangehensweise bei der praktischen Umsetzung /GRS 09b/.

Bei einer PSA für Kernkraftwerke werden drei PSA-Stufen unterschieden, die aufeinander aufbauen. PSA der Stufe 1 und der Stufe 2 sind verpflichtend für Kernkraftwerke vorgeschrieben /GRS 15b/. Eine PSA der Stufe 1 dient der Ermittlung und Quantifizierung von Ereignisabläufen, die zu einem Kernschaden führen können. Die PSA der Stufe 2 behandelt darüber hinaus den Verlust von wirksamen Sicherheitsbarrieren und die PSA der Stufe 3 umfasst die daraufhin erfolgenden Freisetzungen von Radioaktivität in die Umgebung der Anlage /GRS 15b/.

Für eine PSA werden folgende Eingangsinformationen benötigt:

- Anlagenspezifische Informationen
- Auslösende Ereignisse
- Ereignisablaufanalysen
- Analysen zu Wirksamkeitsbedingungen

- Fehlerbaumanalysen (Verzweigungspunkte bei den Ereignisablaufanalysen zur Ermittlung von Versagenswahrscheinlichkeiten)
- Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Komponentenausfälle
- Personalhandlungen
- Abhängige Ausfälle
- Unsicherheits-, Sensitivitäts- und Importanzanalysen /BMU 05/.

Mithilfe von Anlageninformationen (Auslegung, Sicherheitskomponenten und -systeme usw.) werden auslösende Ereignisse und von ihnen ausgehende Ereignisabläufe festgelegt. Für die PSA werden die Anlagentechnik sowie die Betriebsweisen der Systeme einschließlich der Personalhandlungen modelliert. Es werden Folgeausfälle, funktionale Abhängigkeiten zwischen Systemfunktionen, gemeinsam verursachte Ausfälle sowie Beeinflussungen durch Personalhandlungen berücksichtigt /GRS 15b/.

Ein PSA-Modell der Stufe 1 besteht aus der Menge aller störfallauslösenden Ereignisse und ihrer Beschreibung mittels Ereignis- und Fehlerbäumen /GRS 10/. In einer PSA der Stufe 2 werden die weiteren Verläufe der aus der ersten Stufe hervorgegangenen Kernschadenzustände analysiert. Dabei steht die Ermittlung verschiedener Abläufe, die zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe führen können, im Vordergrund /GRS 15b/. In probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 3 werden der Transport freigesetzter radioaktiver Stoffe in der Umgebung der Anlage, sowie die daraus abgeleiteten Strahlendosen und -schäden untersucht und die Eintrittshäufigkeiten für die unterschiedlichen Szenarien berechnet /BMU 05/, /BMI 83a/.

### **Ereignisablaufanalyse**

In der Ereignisablaufanalyse wird für jedes Ereignis ein Baumdiagramm erstellt, an dessen Spitze das auslösende Ereignis steht und im Ergebnis ein Endzustand der Anlage. Jede Verzweigung stellt möglichst in chronologischer Folge eine Sicherheitsfunktion bzw. Sicherheitseinrichtung dar. Die beiden einer Verzweigung folgenden Pfade stehen für eine erfolgreiche bzw. eine nicht erfolgreiche Funktion der Sicherheitseinrichtung (s. Abb. 4.2). Eine erfolgreiche Sicherheitsfunktion resultiert in einem sicheren Zustand des Systems. Ist eine Sicherheitsfunktion nicht erfolgreich, folgt entweder die nächste Sicherheitsfunktion/-einrichtung oder falls keine weitere Sicherheitsfunktion/-einrichtung vorhanden ist, folgt der entsprechende Endzustand der verknüpften Systeme.

me. Dies hätte beispielsweise eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen zur Folge /GRS 09a/.

Für die Eintrittshäufigkeiten der Störfälle, die als Eingangsdaten für die Ereignisanalyse dienen, kann auf Daten aus der eigenen Anlage und auf generische Daten anderer Anlagen zurückgegriffen werden. Bei der Anwendung von Daten aus anderen Anlagen ist die Übertragbarkeit auf die zu untersuchende Anlage zu berücksichtigen.

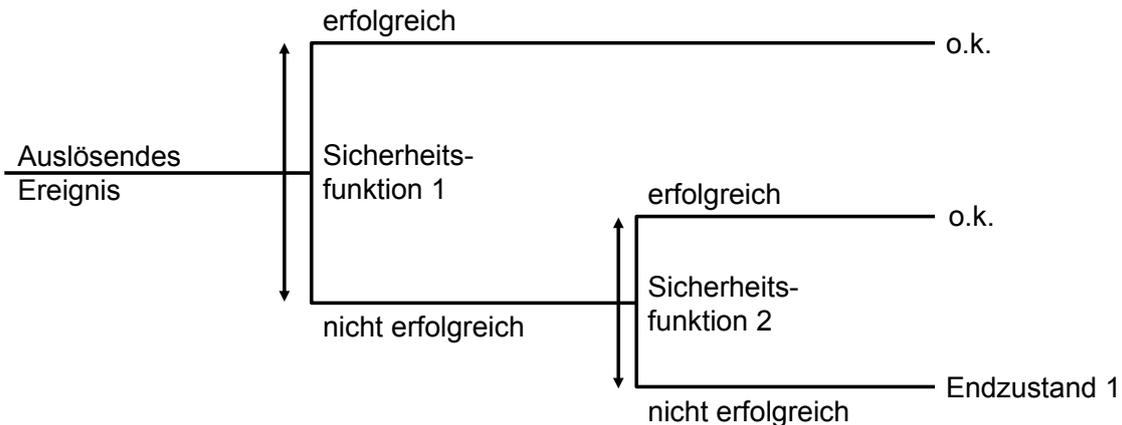


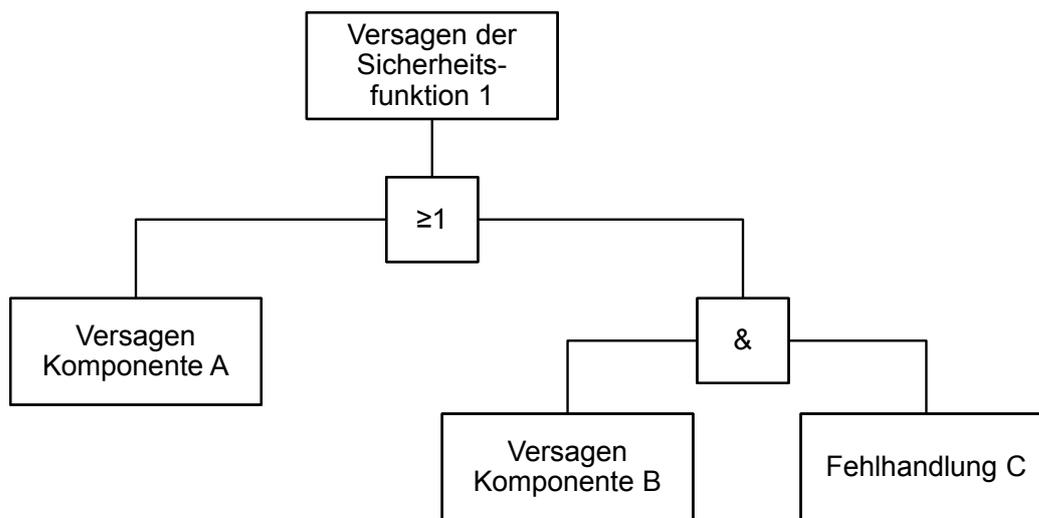
Abb. 4.2 Prinzip eines Ereignisablaufdiagramms /GRS 09a/

### Fehlerbaumanalyse

Zu jeder Verzweigung innerhalb der Ereignisbäume wird eine Ausfallwahrscheinlichkeit, für die Sicherheitsfunktion die zum Pfad „nicht erfolgreich“ führt, bestimmt (s. Abb. 4.3). Diese Ausfallwahrscheinlichkeiten können anhand anlagenspezifischer Daten, generischer Daten oder Fehlerbaumanalysen generiert werden. Eine Fehlerbaumanalyse besteht aus einem weiteren Baumdiagramm, an dessen Spitze das Versagen der Sicherheitsfunktion bzw. der Eintritt des auslösenden Ereignisses steht. Der weitere Verlauf des Fehlerbaums stellt die verschiedenen Versagensmöglichkeiten dar, die zum Ereignis an der Spitze führen. Dabei können logische Operatoren wie UND (&) und ODER ( $\geq 1$ ) als Verknüpfungen verwendet werden (s. Abb. 4.3). Der Fehlerbaum ist speziell für Komponenten, für die wenig bis keine Betriebserfahrung vorliegt, nützlich, da mit dessen Hilfe eine Komponente oder ein Anlagenteil in kleinere Unterkomponenten aufgeteilt werden kann, um im Ergebnis eine Gesamtversagenhäufigkeit der Komponente zu erhalten.

Die verwendeten Daten der Betriebserfahrung für die Unterkomponenten können v. a. auch aus Statistiken für konventionelle Techniken entnommen werden, für die ggf. mehr Daten vorliegen. Der Detaillierungsgrad eines Fehlerbaums orientiert sich an den vorhandenen Eingangsdaten für die Unterkomponenten /GRS 09a/.

Kommen Eintrittshäufigkeiten für auslösende Ereignisse und Teilkomponenten zum Einsatz, sind diese i. d. R. auch aus anderen Anlagen und anderen Industrien übertragbar.



**Abb. 4.3** Beispiel eines Fehlerbaumes /GRS 09a/

### Zuverlässigkeitsdaten

Eingangsdaten (Zuverlässigkeitsdaten) für probabilistische Berechnungen werden aus statistisch ermittelten Ausfall- oder Eintrittshäufigkeiten gewonnen. Die Statistiken werden aus Betriebserfahrungen, welche für KKW aus meldepflichtigen Ereignissen sowie periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) stammen, erstellt. Die Angabe erfolgt in Ausfällen pro Zeiteinheit (z. B. 1/a) oder in Ausfällen pro Ausführung (z. B. 1/Seilfahrt).

Abhängig von der angewandten PSA-Methode beziehen sich die Eingangsdaten auf die Eintrittshäufigkeiten der Störfälle selbst oder auf Eintrittshäufigkeiten von untergeordneten auslösenden Ereignissen bzw. Ausfallhäufigkeiten von Teilkomponenten, die im Rahmen der Fehlerbaumanalyse benötigt werden.

Werden Daten aus anderen Anlagen verwendet, ist es wichtig, deren Übertragbarkeit zu prüfen.

#### 4.4.2 Probabilistische Sicherheitsanalysen in der Endlagerung

Bei Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs werden probabilistische Analysemethoden ergänzend von der IAEO empfohlen, wenn die zu bewertende Anlage ein relativ hohes Niveau an Komplexität hat /GRS 09b/.

Die IAEO empfiehlt folgende Schritte für eine PSA für nukleare Einrichtungen die keine Kernkraftwerke sind /IAEA 02/ (s. Abb. 4.4):



**Abb. 4.4** Von der IAEO /IAEA 02/ empfohlene Schritte für eine PSA

Für Endlager wird entsprechend den „Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle“ /BMU 10/ eine probabilistische Sicherheitsanalyse im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Endlager für Wärme entwickelnde

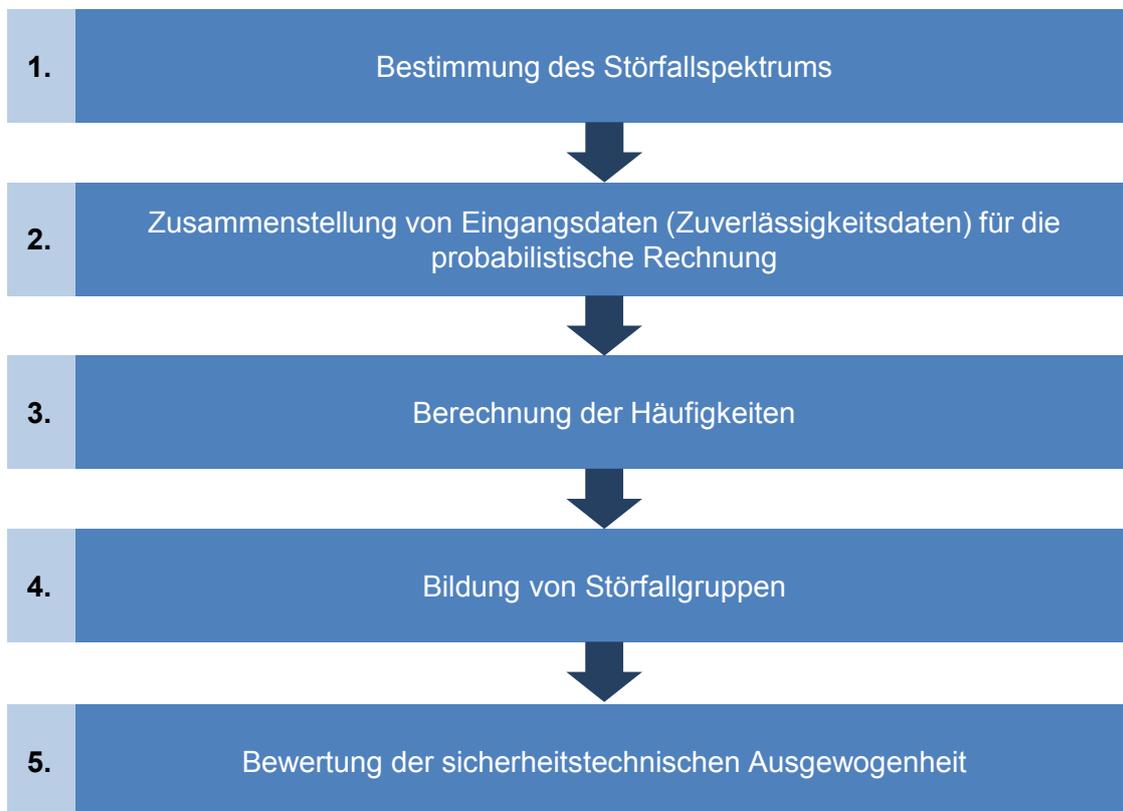
radioaktive Abfälle gefordert. Dabei sind für sicherheitsbezogene Systeme, Teilsysteme und Einzelkomponenten die Wahrscheinlichkeiten für Einwirkungen, Ausfälle und Abweichungen vom Erwartungsfall zu berechnen oder abzuschätzen und die Auswirkungen auf die zugehörige Sicherheitsfunktion mit probabilistischen Methoden zu analysieren /BMU 10/.

Eine Herausforderung bei der Erstellung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für ein Endlager stellen die Eingangsdaten für die Berechnungen dar. Häufig sind keine statistischen Daten aus der eigenen Anlage (spezifische Daten) verfügbar (z. B. in der Planungsphase). Demzufolge müssen Daten anderer Endlager oder aus anderen Bereichen z. B. der Industrie genutzt werden /GRS 09b/. Oft können auch nur generische Daten z. B. aus Unfallstatistiken verwendet werden. Eine weitere Schwierigkeit liegt bei der Verfügbarkeit spezifischer Daten und Betriebserfahrungen aus Endlagern, da diese, sofern es sich nicht um meldepflichtige Ereignisse handelt, derzeit nicht zentral gesammelt werden. Auch gibt es im Vergleich zu Kernkraftwerken weltweit nur wenige Endlager, die sich zumeist in ihrer technischen Auslegung grundlegend voneinander unterscheiden.

### **Vorgehen bei der probabilistischen Anlagenbewertung Konrad**

Ergänzend zur deterministischen Störfallanalyse /EU 228/ wurde im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens des Endlagers Konrad eine Anlagenbewertung /EU 238/ und /EU 467/ auf probabilistischer Basis durchgeführt. Dabei kam eine probabilistische Methode erstmals bei der Störfallanalyse eines Endlagers in Deutschland zum Einsatz. Ziel war eine Bewertung der geplanten Auslegung und die Beurteilung der sicherheitstechnischen Ausgewogenheit der Anlage /EU 238/. Im Regelwerk gab es hierzu keine Festlegungen.

Die probabilistische Anlagenbewertung wurde in mehreren Schritten durchgeführt (s. Abb. 4.5):



**Abb. 4.5** Schritte der probabilistischen Anlagenbewertung nach /EU 238/

Im ersten Schritt der probabilistischen Analyse wurde das zu untersuchende Ereignisspektrum festgelegt. Dies erfolgte in Anlehnung an die deterministische Störfallanalyse /EU 228/. Für Betriebsstörungen wurden keine Berechnungen durchgeführt /EU 238/.

Für die Zuverlässigkeitsdaten wurde auf Betriebserfahrung aus unterschiedlichen technischen Bereichen, vergleichbaren Industrieunternehmen und dem Bergbau zurückgegriffen, da kaum endlagerspezifische Daten verfügbar waren. Beispielsweise konnten für Betriebsabläufe in den Anlagebereichen Schachtförderanlage und untertägige Anlage Betriebserfahrungen aus Bergwerken genutzt werden /EU 238/. Ebenso wurden für die Gewinnung von Zuverlässigkeitsdaten Betriebserfahrungen aus dem Gleislosbetrieb und der bergwerklichen Rohstoffgewinnung in steiler Lagerung genutzt /EU 238/. Es wurde bei der Auswahl der Eingangsdaten im Sinn eines konservativen Vorgehens nur Kredit von geplanten sicherheitstechnischen oder administrativen Maßnahmen genommen, wenn diese Vorkehrungen zum Ausschluss eines Ereignisses

fürten oder wenn die direkte Übertragung der abgeleiteten Betriebserfahrung zu einer starken Verzerrung (Konservativität) geführt hätte /EU 238/.

Im dritten Arbeitsschritt wurden die Häufigkeiten der anlageninternen Ereignisse mithilfe der ermittelten Zuverlässigkeitsdaten (aus Schritt 2) und den Randbedingungen berechnet. Die Ausfallhäufigkeit  $H$  einer Komponente wird i. d. R. in Ausfällen pro Jahr angegeben. Dabei kam die Formel

$$H = h \cdot t \cdot f$$

mit:

$h$ : Eingangsausfallhäufigkeit (Eingangswert aus Eingangsdaten)

$t$ : Dauer des Vorgangs

$f$ : Frequenz des Vorgangs

zum Einsatz.

Für die Berechnung werden die Eingangsausfallhäufigkeit, die Dauer des Vorgangs und die Frequenz des Vorgangs benötigt. Die Eingangsausfallhäufigkeit ist der Betriebserfahrung bzw. den Berechnungen der Fehlerbäume zu entnehmen. Die Anwendungszeit und die Frequenz eines Vorgangs sind je nach Komponente unterschiedlich.

In Anlehnung an die deterministische Störfallanalyse für das Endlager Konrad /EU 228/ wurden die Störfälle zu Gruppen zusammengefasst. Für die in einer Gruppe zusammengefassten Störfälle wurde dann eine Gesamtsumme ihrer Störfallhäufigkeit gebildet /EU 238/. Die sicherheitstechnische Ausgewogenheit der Anlage wurde anschließend anhand der Störfallhäufigkeiten der Gruppen bewertet.

## **Bewertungsmethoden**

Das Ergebnis einer probabilistischen Berechnung sind Eintrittshäufigkeiten für Ereignisse. Um eine Einschätzung der Ausgewogenheit und des Risikos der Anlage zu ermöglichen, müssen die Ergebnisse ausgewertet werden. Im Folgenden werden mögliche Methoden zur Bewertung vorgestellt.

Die „International Commission on Radiological Protection“ (ICRP) hat in /ICR 93/ eine Staffelung für Expositionsraten in Folge von Ereignissen angegeben. Die Gültigkeit dieses Systems wurde in /ICR 07/ bestätigt. Den vier Expositionsklassen werden Eintrittshäufigkeiten zugeordnet. Dabei ist zu beachten, dass die Eintrittshäufigkeit der Ex-

positionsklasse für die Summe der einzelnen Eintrittshäufigkeiten der Ereignisse in dieser Expositions-klasse gilt. Liegt die Summenhäufigkeit aller Ereignisse einer Expositions-klasse unterhalb der für diese Expositions-klasse geltenden Obergrenze, so kann der Nachweis der Schadensvorsorge als erbracht angesehen werden /GRS 09b/.

**Tab. 4.2** Expositions-klassen Teil 1 nach /ICR 93/

Randbedingung für die Festlegung von Expositions-klassen	Dosisbereich der Expositions-klasse [mSv]	Intervall der Eintrittshäufigkeit [a <sup>-1</sup> ]
Ereignisabläufe, die zu Dosen in Höhe „normaler Strahlenexpositionen“ führen	< 40	10 <sup>-1</sup> bis 10 <sup>-2</sup>
Ereignisabläufe, die zu Dosen über Dosisgrenzwerten*) führen, aber nur stochastische Strahleneffekte verursachen	1 – 400	10 <sup>-2</sup> bis 10 <sup>-5</sup>
Ereignisabläufe, die zu Dosen führen, bei denen einige Strahlenschäden deterministisch sind	150 – 5000	10 <sup>-5</sup> bis 10 <sup>-6</sup>
Ereignisabläufe, die zu Strahlenexpositionen führen, bei denen Todesfälle wahrscheinlich sind	> 2000	< 10 <sup>-6</sup>

\*) z. B. Dosisgrenzwert von ICRP 60 und Euratom für Einzelpersonen der Bevölkerung von 1 mSv/a

Ein ähnliches Konzept schlägt der TÜV in /GRS 09b/ vor. Dabei wurde das Konzept der ICRP 64 /ICR 93/ übernommen, die Werte aber der StrSchV angepasst (s. Tab. 4.3).

**Tab. 4.3** Expositions-klassen nach /GRS 09b/

Randbedingung für die Festlegung der Expositions-klasse	Dosisbereich	Akzeptierte Obergrenze der Eintrittshäufigkeit
<b>Expositions-klasse 1:</b> Bestimmungsgemäßer Betrieb, § 47 StrlSchV	< 0,3 mSv	10 <sup>0</sup> a <sup>-1</sup>
<b>Expositions-klasse 2:</b> bis 10 % der Werte des § 49 StrlSchV	0,3 mSv – 5 mSv	10 <sup>-1</sup> a <sup>-1</sup>
<b>Expositions-klasse 3:</b> Störfälle, bis zu den Werten des § 49 StrlSchV	5 mSv – 50 mSv	10 <sup>-2</sup> a <sup>-1</sup>
<b>Expositions-klasse 4:</b> Auslegungsüberschreitende Ereignisse, oberhalb der Werte des § 49 StrlSchV	> 50 mSv	10 <sup>-5</sup> a <sup>-1</sup>

In der Störfallanalyse für das Endlager Konrad und der probabilistischen Sicherheitsanalyse wurden die Störfälle in zwei Klassen eingeteilt. Störfallereignisse der Klasse 1 sollten höchstens einmal während der Betriebszeit des Endlagers eintreten können und Störfälle der Klasse 2 eine Eintrittshäufigkeit kleiner als  $10^{-5}/a$  haben und damit dem Restrisiko zugeordnet werden können /EU 238/. In der /EU 238/ wurde für Einzelfälle aufgezeigt, dass bei Berücksichtigung der vorgesehenen Auslegungsmaßnahmen, Ereignisse zu recht dem Restrisikobereich zugeordnet wurden. Die Eintrittswahrscheinlichkeiten liegen bei  $10^{-6}a^{-1}$  und niedriger. Als weiteres Bewertungskriterium wurde die radiologische Auswirkung herangezogen. D. h. Störfälle mit hohen radiologischen Auswirkungen sollten eine geringere Eintrittshäufigkeit besitzen, als Störfälle mit geringeren radiologischen Auswirkungen /EU 238/ (s. a. Kap. 4.1.1).

#### **4.5 Dokumentation, Nachweispflicht und Transparenz**

Der Dokumentation von Sicherheitsbewertungen wird international und national große Bedeutung gegeben. Sie soll größtmögliche Transparenz und Nachvollziehbarkeit ermöglichen. Anforderungen beziehen sich auf die Detailliertheit und die verwendete Sorgfalt. Nach /IAEA 12/ ist es wesentlich, dass die Dokumentation Aufsichtsbehörden und Gutachtern die Verfolgung von Annahmen ermöglicht, und dass die Ergebnisse der Sicherheitsbewertung reproduzierbar sind.

Auch in den „Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle“ /BMU 10/ wird die Notwendigkeit einer vollständigen und nachvollziehbaren Dokumentation über die Sicherheit einer Anlage betont. Dies umfasst sowohl die deterministische als auch die probabilistische Analyse /BMU 12a/.

#### **Störfallanalyse für das Endlager Konrad**

Die Störfallanalyse für das Endlager Konrad ist in der „Erläuternden Unterlage“ /EU 228/ zum Planfeststellungsbeschluss für das Endlager Konrad dokumentiert. Sie enthält alle als relevant identifizierten Störfälle, mit einer begründeten Einteilung in Klasse 1 und Klasse 2 Störfälle. Die Störfälle sind systematisch nach Betriebsbereich, Betriebsvorgang und auslösendem Vorgang und daraus resultierendem Ereignis inklusive Ereignisablauf und Lastannahmen entwickelt worden. Jeder Störfall ist im Anhang zur /EU 228/ auf einem separaten Datenblatt beschrieben, welches Informationen über

den auslösenden Vorgang der dem Ereignis zugrunde liegt, den jeweiligen betroffenen Betriebsbereich, den Betriebsvorgang sowie die Klassenzuordnung des Ereignisses enthält. Für die Störfälle der Klasse 1 sind die jeweiligen Lastannahmen dokumentiert. Die Störfallanalyse bezieht sich auf die Planungsunterlagen zum Endlager, die als ergänzende Basisinformationen zum Verständnis benötigt werden:

- Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle /EU 117/
- Planung des Grubengebäudes /EU 279/
- Systembeschreibung Einlagerungssystem /EU 208/

Zugrunde gelegte Kriterien und Begründungen in der Störfallanalyse basieren nach /EU 228/ auf ingenieurtechnischen Bewertungen und Einstufungen der Ereignisse in die Ereignisklassen. Es wurden Betriebserfahrungen, technische Machbarkeit, der Aufwand und die Effektivität von Maßnahmen berücksichtigt, die im Einzelnen nicht in diesem Dokument aufgeführt sind.

In der probabilistischen Sicherheitsanalyse wurden, analog der Dokumentation der Ereignisse in der deterministischen Störfallanalyse, Datenblätter angelegt, auf denen die Randbedingungen des Ereignisses festgehalten wurden. Zu den Randbedingungen zählen der Ereignisablauf, der mögliche Lastfall, die Häufigkeit der Betriebsvorgänge pro Jahr mit der das Ereignis auftreten kann, die Dauer bzw. die Strecke auf der das Abfallgebäude einer Belastung ausgesetzt werden kann und der Ort des Betriebsvorgangs /EU 238/.

### **Störfallberechnungen für die Strahlenexposition**

Die Ergebnisse der Störfallberechnungen in /GRS 90a/ wurden auf Datenblättern zusammengestellt, die Informationen zum Störfallereignis, zur Abfallbehälterklasse und zum Abfallprodukt, Angaben zu den Freisetzungsbedingungen, Angaben zu Ort, Dauer und Freisetzungshöhe der Emission und zu den Ausbreitungsbedingungen enthalten.

Für jedes Einzelnuclid ist ein Datenblatt erstellt worden, welches folgende Angaben enthält /GRS 90a/:

- Charakteristika des Störfallereignisses und Name des Einzelnuclids,

- die Aktivität des Einzelnuclids und etwaiger Tochternuclide im Abfallgebinde; zusätzlich erfolgt die Angabe der Gesamtaktivität, aufgeteilt nach  $\beta/\gamma$ - und  $\alpha$ -Strahlern,
- die aus der Anlage freigesetzte Aktivität des Einzelnuclides und etwaiger Tochternuclide, auch aufgeschlüsselt nach  $\beta/\gamma$ - und  $\alpha$ -Aktivität, in Abhängigkeit von der Partikelgröße,
- ungünstigste Aufpunkte, aufgeschlüsselt nach Expositionspfaden und zugehöriger Wetterlage,
- kritisches Organ, definiert als ungünstigstes Verhältnis von Organdosis und zugehörigem Störfalldosisgrenzwert,
- Ergebnisse der Strahlenexpositionsrechnungen, aufgeschlüsselt nach Expositionspfaden und Organen, einschließlich effektiver Dosis,
- prozentuale Anteile der einzelnen Expositionspfade an der Gesamtdosis für das kritische Organ,
- prozentuale Anteile der wichtigsten Isotope an der Dosis der einzelnen Expositionspfade für das kritische Organ.

#### **4.6 Zusammenfassende Auswertung**

Im Folgenden werden die Entwicklungen und Fortschritte auf dem Gebiet der Störfallanalyse seit dem Planfeststellungsbeschluss Konrad reflektiert. Der Vergleich der Vorgehensweise bei der deterministischen Störfallanalyse für das Endlager Konrad (s. Abb. 4.1) im Planfeststellungsverfahren mit dem Vorgehen nach Stand von Wissenschaft und Technik ergibt keine Unterschiede von grundlegender Bedeutung. Die grundsätzliche methodische Vorgehensweise hat unverändert Bestand. Die systematische Erarbeitung von Störfällen entsprechend der Betriebsabläufe im Endlager wird auch in anderen Ländern durchgeführt und von der IAEO empfohlen.

Für die Durchführung von Störfallanalysen gibt es keinen standardisierten Anforderungskatalog, wie die konkrete Einbindung von Betriebserfahrungen und ingenieurtechnischem Wissen bei der Ermittlung der relevanten Störfälle erfolgen sollte. Dadurch ist eine Übertragbarkeit, Vergleichbarkeit und Bewertung der einer Störfallanalyse zugrundeliegenden Störfälle und der Ergebnisse nur sehr eingeschränkt mög-

lich. Spezifische Standortgegebenheiten und auf die Ergebnisse der Störfallanalyse zugeschnittene technische Auslegungen bewirken zusätzlich, dass die Ergebnisse von Störfallanalysen nur bedingt vergleichbar sind.

Im heutigen Regelwerk für Kernkraftwerke /BMU 12a/ und im Regelwerk für Zwischenlager /ESK 13/ wird deutlich die Abgrenzung von Störfällen zum einen gegenüber Betriebsstörungen und zum anderen gegenüber auslegungsüberschreitenden Störfällen verlangt. Zur Zeit der Störfallanalyse für das Endlager Konrad wurde eine Abgrenzung gegenüber Betriebsstörungen auf der einen Seite und auf der anderen Seite gegenüber Störfällen, die dem Restrisiko zuzuordnen sind, vorgenommen. Für das Restrisiko gibt es keine festgeschriebene Grenze im kerntechnischen Regelwerk. Im PFB Konrad sind Störfälle mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit kleiner  $1 \times 10^{-5} \text{a}^{-1}$  dem Restrisiko zugeordnet worden /NMU 02/. In der /EU 238/ wurde aufgezeigt, dass bei Berücksichtigung der vorgesehenen Auslegungsmaßnahmen die Eintrittswahrscheinlichkeiten der betrachteten Ereignisse/Störfälle bei  $1 \times 10^{-6} \text{a}^{-1}$  und niedriger liegen.

Die Problematik der luftgetragenen Aktivitätsfreisetzung infolge thermischer und mechanischer Beaufschlagung wurde mehrfach in miteinander vergleichbaren experimentellen Fall- und Freisetzungsversuchen behandelt. Sie wurden nicht explizit als Vergleichsstudien für das Endlager Konrad durchgeführt. Dennoch sind die Randbedingungen bzgl. der Abfallverpackung, der Art des Abfalls, der Abfallform sowie der möglichen Unfallszenarien, mit denen der Störfallanalyse für das Endlager Konrad (vgl. Kap. 4.2) vergleichbar. D. h. hier ist die Methode bei der Störfallanalyse für das Endlager Konrad dem Stand der Technik vergleichbar. Für die Bestimmung der Quellterme sind im Planfeststellungsverfahren zur Stilllegung des Endlagers Morsleben Ansätze zur Weiterentwicklung von halb-empirischen Berechnungsverfahren verwendet worden (s. Kap. 4.2.3). Es ist bisher nicht untersucht worden, ob ggf. mit dem für Morsleben zur Anwendung gekommenen Ansatz ein Abbau der extrem konservativen Annahmen der Störfallanalyse für das Endlager Konrad vorgenommen werden kann.

Unabhängig vom grundsätzlichen methodischen Vorgehen für Störfallanalysen in der Endlagerung gibt es u. a. aufgrund des technischen Fortschritts Weiterentwicklungen des Stands der Technik. So ist es heute beispielsweise mithilfe von CFD-Software Energieeinträge in Gebinde zu ermitteln. Vergleichende Analysen zu den bisherigen Vorgehensweisen in einer Störfallanalyse sind bisher nicht durchgeführt worden. Auch bei der Bestimmung von Lastannahmen aufgrund eines Fahrzeugbrands

wäre es möglich statt der bisherigen Vorgehensweise nun Simulationsrechnungen auf der Basis von Naturbrandszenarien durchzuführen. Ob und wie sich die Ergebnisse daraus gegenüber der bisherigen Methode (Verwendung der abdeckenden PTB-Modell-Brandkurve (s. Kap. 4.1.2) unterscheiden, könnte ggf. durch vergleichende Analysen zukünftig untersucht werden.

Das Konzept zur Erstellung probabilistischer Sicherheitsanalysen in der Kerntechnik in Bezug auf die Durchführung von PSA für Kernkraftwerke wurde kontinuierlich weiterentwickelt. Im Rahmen von Störfallanalysen für Endlager ist ebenfalls die Forderung der Durchführung einer PSA in die Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle /BMU 10/ mit aufgenommen worden. An Störfallanalysen für Endlager für vernachlässigbar Wärme entwickelnde Abfälle werden diese Anforderungen bisher nicht gestellt.

In Hinblick auf die Aspekte Dokumentation, Nachweispflicht und Transparenz einer Störfallanalyse gibt es neue internationale Anforderungen. So ist es heute internationaler Stand der Anforderungen, dass die Dokumentation für Sicherheitsanalysen (also auch der Störfallanalyse) umfassend sein muss und dass alle Schritte transparent und nachvollziehbar dargestellt werden.

## **5 Ergebnisse und Ausblick für möglichen F&E Bedarf**

Im Forschungsvorhaben 3612R03410 wurden neuere Entwicklungen sicherheitstechnischer Bewertungen und notwendiger Instrumentarien für Sicherheitsanalysen zur Beherrschung von Betriebsstörungen und Störfällen und zur Langzeitsicherheit verfolgt und dargestellt. Es wurde der Stand von Wissenschaft und Technik in Bezug auf internationale und nationale Regelwerksentwicklungen und Regelwerksanforderungen aufgearbeitet. Im vorliegenden Bericht wurde eine Analyse des methodischen Vorgehens für Störfallanalysen vorgenommen und Fortschritte bzw. die Weiterentwicklungen analysiert. Die Störfallanalyse des genehmigten Endlagers Konrad diene als Beispiel für Störfallanalysen für Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in Deutschland. An diesem Beispiel wurde der Stand von Wissenschaft und Technik gespiegelt.

Das umfassende Sicherheitskonzept der Störfallanalyse für das Endlager Konrad, bestehend aus der deterministischen Bestimmung der Störfälle und einer ergänzenden probabilistischen Untersuchung für die Ausgewogenheit der Anlagenauslegung, steht stellvertretend für Störfallanalysen für Endlager in Deutschland. Das Konzept entspricht in seinem grundsätzlichen Vorgehen dem methodischen Stand von W&T bei Störfallanalysen für Endlager. Es wurde eine Störfallklassifizierung nach deutschem methodischen Standard in Anlehnung an die Störfall-Leitlinien für Druckwasserreaktoren (heute aufgegangen im neuen kerntechnischen Regelwerk, s. Kap. 2.2.5 und 2.2.7) durchgeführt. Die sich an den Betriebsabläufen orientierende Ermittlung der Störfälle im Endlager zu Beginn der deterministischen Analyse entspricht der internationalen Vorgehensweise und den Empfehlungen der IAEO.

Internationale Anforderungen, die an die Dokumentation von Störfallanalysen gestellt werden, haben sich weiter entwickelt. Die Dokumentation soll heutzutage auch der Transparenz und Nachvollziehbarkeit von Annahmen, Arbeitsthesen und Entscheidungsgrundlagen für die Störfallermittlung dienen.

Es gibt international Ansätze, bei der Störfallbestimmung deterministische und probabilistische Methoden für die Störfallauswahl miteinander zu verknüpfen (z. B. /IAEA 09a/). Neben systematischen Screenings könnten Häufigkeitsbetrachtungen zu Störfällen in die Auswahl mit einfließen. Dieser methodische Ansatz stellt eine Möglichkeit zur Weiterentwicklung der deterministischen Störfallanalyse dar, und könnte bei

einer Störfallbestimmung ggf. objektivere, weniger konservative und vergleichbarere Ergebnisse liefern.

Das Sicherheitskonzept für das Endlager Konrad beruht auf dem Zusammenspiel von Sicherheitsnachweisen und daraufhin entwickelten Begrenzungen und Grenzwerten, der Anlagenauslegung und den Anforderungen an die einzulagernden Gebinde (Bauartprüfung der Behälter, radiologische und stoffliche Produktkontrolle, Endlagerungsbedingungen). Dieses Vorgehen für den Sicherheitsnachweis hat in Bezug auf Störfälle den Vorteil, robust zu sein bei Weiterentwicklungen z. B. der Technik oder Anforderungen aus dem Regelwerk an die Störfallanalyse und entspricht heutigen Anforderungen in Einzelfällen auch auslegungsüberschreitende Störfälle bei Vorsorgemaßnahmen zu berücksichtigen.

Das bisher gewählte methodische Vorgehen bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse für Konrad für die Bewertung der Anlagenausgewogenheit entspricht grundsätzlich dem Stand der Technik. Die Methode jedoch, schöpft nicht alle Möglichkeiten einer PSA aus, wie sie bis heute in Deutschland z. B. für Kernkraftwerke entwickelt worden ist. Inwieweit Verfahren wie Fehlerbaum- und Zuverlässigkeitsanalysen sowie Ereignisablaufdiagramme für die probabilistische Analyse im Rahmen der Störfallanalyse für Endlager Verwendung finden können, ist eine mögliche zukünftige Forschungs- und Entwicklungstätigkeit.

Eine Herausforderung bei einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für ein Endlager stellen die Eingangsdaten für die Berechnungen dar (vgl. Kap. 4.4.2). Häufig sind keine statistischen Daten aus der eigenen Anlage (spezifische Daten) verfügbar (z. B. in der Planungsphase). Demzufolge müssen Daten anderer Endlager oder aus anderen Bereichen wie z. B. der Industrie genutzt werden. Oft werden auch nur generische Daten verwendet. Eine weitere Schwierigkeit liegt in der Verfügbarkeit von spezifischen Daten und Betriebserfahrungen aus Endlagern, da diese, sofern es sich nicht um meldepflichtige Ereignisse handelt, derzeit nicht zentral gesammelt werden. Auch gibt es im Vergleich zu Kernkraftwerken weltweit nur wenige Endlager, die sich zudem in ihren technischen Auslegungen und geologischen Beschaffenheiten grundlegend voneinander unterscheiden. Eine zukünftige Forschungs- und Entwicklungstätigkeit betrifft die Frage, wie Betriebserfahrungen aus dem Betrieb von Endlagern zentral gesammelt, ausgewertet und zur Verfügung gestellt werden können. In eine solche Datensammlung sollten nationale als auch internationale Betriebserfahrungen einfließen. Zusätzlich sollten Daten ausgewählter technischer Komponenten der sicherheitstechnischen Anla-

genauslegung (z. B. zu Hubkränen, zur Schachtförderanlage) vorgehalten und fortlaufend aktualisiert werden, um daraus Eingangsdaten für Fehlerbaum- und Zuverlässigkeitsanalysen zu gewinnen.

Entwicklungsbedarf könnte darin bestehen, Leitlinien zu entwickeln, in denen Anforderungen und Mindeststandards für die Durchführung von Störfallanalysen für Endlager für vernachlässigbar wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle definiert werden. Es könnten ggf. Maßstäbe und Anforderungen für die Dokumentation der Störfallanalyse aufgestellt werden, um bei Überprüfungen oder Neuerstellungen von Störfallanalysen die internationalen Anforderungen an die Transparenz und Nachvollziehbarkeit des Vorgehens zu gewährleisten.



## Literaturverzeichnis

- /ATG 10/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz – AtG) vom 23. Dezember 1959 (BGBl. I S. 814), in der Fassung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), zuletzt geändert durch Artikel 1 des Gesetzes vom 8. Dezember 2010 (BGBl. I S. 1817).
- /BAM 10/ Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM): TES Technische Sicherheit – Gefahrgutumschließungen, Prüfmethode und Forschung. Webseite: [http://www.tes.bam.de/de/umschliessungen/behaelter\\_radioaktive\\_stoffe/pruefmethoden\\_forschung/index.htm#messwert\\_erfassung](http://www.tes.bam.de/de/umschliessungen/behaelter_radioaktive_stoffe/pruefmethoden_forschung/index.htm#messwert_erfassung), Zugriff am 16. Juni 2014.
- /BAM 12/ Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM): Sicherheit von Lagerbehältern – Numerische Behälteranalyse. Webseite: [http://www.bam.de/de/kompetenzen/fachabteilungen/abteilung\\_3\\_fg34/fg34\\_ag3.htm](http://www.bam.de/de/kompetenzen/fachabteilungen/abteilung_3_fg34/fg34_ag3.htm), Zugriff am 9. Juli 2014.
- /BFS 10a/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Produktkontrolle radioaktiver Abfälle, radiologische Aspekte – Endlager Konrad – Stand: Oktober 2010. Editor: Steyer, S., Oktober 2010.
- /BFS 10b/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Produktkontrolle radioaktiver Abfälle, stoffliche Aspekte – Endlager Konrad – Stand: Oktober 2010. Editor: Steyer, S., 06.12.2010.
- /BFS 14a/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014) – Endlager Konrad. Editor: Brennecke, P., 18.12.2014.
- /BFS 14b/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Stand der Endlagerung in Europa. Stand vom 21.07.2014. Webseite: [http://www.bfs.de/de/endlager/standortauswahl/endlagersuche\\_international/endlagerung\\_europa.html](http://www.bfs.de/de/endlager/standortauswahl/endlagersuche_international/endlagerung_europa.html), Zugriff am 02.03.2015.

- /BFS 14c/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Die Endlagerungsbedingungen für Konrad stehen seit 2002 fest. Webseite: [http://www.endlager-konrad.de/cln\\_005/nn\\_1906/DE/Aktuelles/ProjektKonrad/endlagerungsbedingungen.html](http://www.endlager-konrad.de/cln_005/nn_1906/DE/Aktuelles/ProjektKonrad/endlagerungsbedingungen.html), Zugriff am 13.10.2014.
- /BFS 14d/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Internationaler Stand der Endlagerung: USA, Kanada und Japan. Stand vom 28.04.2014. Webseite: [http://www.bfs.de/de/endlager/standortauswahl/endlagersuche\\_international/endlagerung\\_international.html](http://www.bfs.de/de/endlager/standortauswahl/endlagersuche_international/endlagerung_international.html), Zugriff am 02.03.2015.
- /BFS 15a/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Dauer des Umbaus von Schacht Konrad zu einem Endlager. Stand vom 10.04.2015. Webseite: <http://www.endlager-konrad.de/Konrad/DE/themen/umbau/umbaudauer/Umbaudauer.html>, Zugriff am 10.08.2015.
- /BFS 15b/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz. Webseite: [http://www.bfs.de/DE/bfs/gesetze-regelungen/rsh/rsh\\_node.html](http://www.bfs.de/DE/bfs/gesetze-regelungen/rsh/rsh_node.html), Zugriff am 17.08.2015.
- /BLU 10/ Bayerisches Landesamt für Umwelt: Risiko / Restrisiko. 2010.
- /BMI 83a/ Der Bundesminister des Inneren (BMI): Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung – Störfall-Leitlinien. Bonn. 1983a.
- /BMI 83b/ Bundesministerium des Inneren (BMI): Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk. Rundschreiben des BMI vom 20.04.1983. RS - AGK3 - 515790/2, 20.04.1983.
- /BMU 94/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV und Neufassung der „Berechnung der Strahlenexposition“. Bonn. 1994.

- /BMU 05/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Bekanntmachung des Leitfadens zur Durchführung der „Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse – für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland“. Bonn. 2005.
- /BMU 10/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle. Bonn, Stand: 30. September 2010.
- /BMU 12a/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Bekanntmachung der „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“. Bonn. 2012a.
- /BMU 12b/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle. Stand vom 01.03.2012.  
Webseite: <http://www.bmub.bund.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/nukleare-sicherheit/sicherheit-endlager/sicherheitsanforderungen/?type=98>, Zugriff am 02.03.2015.
- /BMU 14/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle. Bericht der Bundesrepublik Deutschland für die fünfte Überprüfungskonferenz im Mai 2015. Stand: August 2014.
- /BMU 15/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Programm für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Nationales Entsorgungsprogramm). Entwurf. 06. Januar 2015.
- /BSC 08/ Bechtel SAIC Company (BSC): Wet Handling Facility Reliability and Event Sequence Categorization Analysis März 2008.
- /BVG 78/ Bundesverfassungsgericht (BVerfGE). Beschluss vom 08.08.1978 – 2 BvL 8/77. 1978.

- /DIN 98/ Deutsches Institut für Normung, Brandverhalten von Baustoffen und Bauteilen, DIN 4102. 1998.
- /DOE 94/ U.S. Department of Energy (DOE): Airborne release fractions/rates and respirable fractions for nonreactor nuclear facilities. Washington D.C., 1994.
- /DOE 06/ Department of Energy (DoE): Summary of Preclosure Safety Analysis Reliability Assessment Methodology. August 2006.
- /ENS 09/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI: Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse. Erläuterungsbericht zur Richtlinie ENSI-A01/d. Juli 2009.
- /ENS 12/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente. Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen. ENSI-G04, September 2010, Revision 1 vom 1. März 2012.
- /ESK 09/ Entsorgungskommission (ESK): Stellungnahme zum Entwurf des BMU. Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle. 29.01.2009.
- /ESK 13/ Entsorgungskommission (ESK): ESK-Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Revidierte Fassung vom 10.06.2013.
- /EU 117/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 1995) – Schachtanlage Konrad. Salzgitter, Dezember 1995.
- /EU 208/ Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe (DBE): Systembeschreibung Einlagerungssystem, Bd. 1 und 2. 20.02.1997.

- /EU 228/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (mbH): Systemanalyse Konrad, Teil 3. Ermittlung und Klassifizierung von Störfällen. GRS-A-1504, Rev. 3, 15.01.1996.
- /EU 238/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (mbH): Systemanalyse Konrad, Teil 3. Anlagenbewertung des geplanten Endlagers Konrad, 1. Revision. GRS-A-1493, Mai 1989.
- /EU 279/ Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe (DBE): Planung Grubengebäude. 20.02.97.
- /EU 388/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Administrative Maßnahmen zur Vermeidung von Störfällen und zur Verringerung möglicher Störfallauswirkungen im geplanten Endlager Konrad (ET-IB-30-REV-3). 24.02.97.
- /EU 467/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Anforderungen an das Spritzmanipulatorfahrzeug und die Versatztransportfahrzeuge für das geplante Endlager Konrad unter Brandschutzaspekten. (ET-IB-54-REV-2), 18.10.95.
- /EUC 14/ European Commission: SITEX. Overview of Existing Technical Guides and Further Development. Deliverable D-N°2.1, 09.04.14.
- /EUR 11/ Rat der Europäischen Union: Richtlinie 2011/70/Euratom des Rates vom 19. Juli 2011 über einen Gemeinschaftsrahmen für die verantwortungsvolle und sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle. W: <http://eur-lex.europa.eu/legal-content/EN-DE/TXT/?qid=1434119536917&uri=CELEX:32011L0070&from=DE>, Zugriff am 17.08.2015.
- /GRS 79/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko, Hauptband. Bonn, 1979.

- /GRS 85/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Systemanalyse Konrad, Teil 2, Signifikanz einer Modellkurve "800 °C/1 h" für den Temperatur-Zeit-Verlauf hinsichtlich der Auswirkungen eines Transportfahrzeugbrandes untertage, GRS-A-1094. Köln, Mai 1985. (unveröffentlicht)
- /GRS 86/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Systemanalyse Konrad, Teil 3, Ermittlung und Klassifizierung von Störfällen, GRS-A-1216. Köln, April 1986. (unveröffentlicht)
- /GRS 87/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (mbH): Systemanalyse Konrad, Teil 3, Bestimmung störfallbedingter Aktivitätsfreisetzung, GRS-A-1389. Köln, November 1987. (unveröffentlicht)
- /GRS 89/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Systemanalyse Konrad, Teil 3, Ermittlung der potentiellen Strahlenexpositionen in der Umgebung der Anlage bei Störfällen auf der Basis modifizierter Berechnungsverfahren und der Ableitung von Aktivitätsgrenzwerten für 96 Radionuklide, GRS-A-1525. Köln, Januar 1989. (unveröffentlicht)
- /GRS 90a/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Systemanalyse Konrad, Teil 3. Ermittlung der potentiellen Strahlenexpositionen in der Umgebung der Anlage bei Störfällen unter Berücksichtigung der Berechnungsverfahren der AVV zu § 45 StrlSchV und Ableitung von Aktivitätsgrenzwerten für 96 Einzelnuclide (Hauptband). GRS-A-1668/1. Mai 1990.
- /GRS 90b/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Freisetzung von Radionukliden bei Störfällen in Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes – Experimentelle Kenntnisse, GRS-A-1686. Juli 1990.
- /GRS 90c/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B. Köln, 1990.
- /GRS 91a/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Sicherheitsanalyse des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM), GRS-A-1817. Köln, März 1991.

- /GRS 91b/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Bestimmung des Aktivitätsinventars in KKW-Abfällen über Schlüsselnuclide, GRS-A-1635\_1. Köln, Dezember 1991.
- /GRS 92/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Störfallanalyse und Restrisiko-Ereignisse bei kerntechnischen Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufes, GRS-A-1943. August 1992.
- /GRS 94a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Sicherheitsanalyse für das Endlager Morsleben, Identifizierung und Klassifizierung von Störfällen und Ableitung nuklearspezifischer Brandschutzforderungen, GRS-A-2067. Februar 1994.
- /GRS 94b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Sicherheitsanalyse für das Endlager Morsleben, Bestimmung störfallbedingter Aktivitätsfreisetzungen, GRS-A-2117. Oktober 1994.
- /GRS 09a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, TÜV-Süd: Überprüfung von Risikokonzepten zur Bewertung der Sicherheit in der Betriebsphase eines Endlagers. Abschlussbericht zum Vorhaben SR 2572. Februar 2009.
- /GRS 09b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Grundlagen für Störfallanalysen in nuklearen Versorgungsanlagen, GRS-A-3530. Oktober 2009.
- /GRS 10/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Verfahren zur Klassifizierung von Bauwerken, Systemen und Komponenten in Hinblick auf ihre sicherheitstechnische Bedeutung bei seismischen Einwirkungen, GRS-A-3472. Juni 2010.
- /GRS 13/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Synthesebericht für die VSG, Bericht zum Arbeitspaket 13, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben, GRS 290. März 2013.

- /GRS 15a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gmbH:  
Untersuchung und Entwicklung von sicherheitstechnischen Bewertungen für Endlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung; Entwicklung und Bereitstellung des notwendigen Instrumentariums am Beispiel des Endlagers Konrad. AP 2: Entwicklung des Standes von W&T bei der Führung eines Langzeitsicherheitsnachweises für Endlager – Reflexion auf in Deutschland durchgeführte Langzeitsicherheitsnachweise an den Beispielen VSG und Konrad, GRS 384. 2015.
- /GRS 15b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH:  
Risikoanalysen in der Kerntechnik. Webseite:  
[http://www.grs.de/content/risikoanalysen\\_psa](http://www.grs.de/content/risikoanalysen_psa), Zugriff am 25.02.2015.
- /HHP 11/ hhpberlin Ingenieure für Brandschutz GmbH. Klinzmann, C.:  
Brandsimulation. Webseite:  
<http://de.slideshare.net/hhpberlin/brandsimulation>, Zugriff am 16.09.2013.
- /IAEA 02/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Procedures for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor nuclear facilities. IAEA-TECDOC-1267. Wien, Januar 2002.
- /IAEA 06/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Fundamental Safety Principles. Safety Fundamentals No. SF-1. Wien, 2006.
- /IAEA 09a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Safety Assessment for Facilities and Activities. General Safety Requirements Part 4, No. GSR Part 4. Wien, 2009.
- /IAEA 09b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Classification of Radioactive Waste, General Safety Guide No. GSG-1. Wien, November 2009.
- /IAEA 12/ International Atomic Energy Agency (IAEA): The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste. Specific Safety Guide No. SSG-23. Wien, 2012.

- /ICR 93/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Protection from Potential Exposure – A Conceptual Framework, ICRP Publication 64. 1993.
- /ICR 07/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103. 2007.
- /IST 08/ Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH: Störfallanalyse für die Schließung der Schachanlage Asse II, ISTec-A-1237 (Rev. 0). Mai 2008.
- /KRI 13/ Krischer, A.: Überprüfung der Störfallanalyse für das Endlager Konrad mit den Schwerpunkten Konzeptprüfung und Analyse mechanischer Lastannahmen. 16.07.2013.
- /MAR 06/ Marić, D.: Ermittlung der Quellterme für die radiologisch relevanten Störfälle bei der Stilllegung des ERAM. Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH: Köln, 01.12.2006.
- /NDA 10/ Nuclear Decommissioning Authority (NDA): Geological Disposal. Waste package accident performance status report, NDA/RWMD/032. Dezember 2010.
- /NEA 14/ Nuclear Energy Agency (NEA), Radioactive Waste Management Committee (RWMC), Integration Group for the Safety Case (IGSC): Sourcebook of the IAEA, EC and NEA References to Safety Case Development for Deep Geological Repositories. Draft, März 2014. (unveröffentlicht)
- /NMU 02/ Niedersächsisches Umweltministerium: Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. 22. Mai 2002.

- /NRC 11/ United States Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC): Technical Evaluation Report on the Content of the U.S. Department of Energys Yucca Mountain Repository License Application. Preclosure Volume: Repository Safety Before Permanent Closure. September 2011.
- /NWM 09/ Nuclear Waste Management Organization (NWMO): Preclosure Safety Assessment (V1) Report. NWMO DGR-TR-2009-09, August 2009.
- /NWM 11/ Nuclear Waste Management Organization (NWMO): OPGs Deep Geologic Repository Project For Low and Intermediate Level Waste. Preliminary Safety Report. März 2011.
- /ONO 04/ Österreichisches Normungsinstitut (ON): Klassifizierung von Bauprodukten und Bauarten zu ihrem Brandverhalten, Teil 2: Klassifizierung mit den Ergebnissen aus den Feuerwiderstandsprüfungen, mit Ausnahme von Lüftungsanlagen, ÖNORM EN 13501-2: Wien. 2004.
- /SEL 14/ Selzer, M.: Methodik der Quelltermmittlung und der radiologischen Konsequenzenanalyse aufbauend auf der Störfallanalyse des Endlagers Konrad. Köln, 24.09.2014.
- /SKB 11/ Bergström, U., Pers, K., Almén, Y.: International perspective on repositories for low level waste. SKB International AB, Dezember 2011.
- /SSK 83/ Strahlenschutzkommission (SSK): Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV, Empfehlung der Strahlenschutzkommission. 1983.
- /SSK 04/ Strahlenschutzkommission (SSK): Heft 44: Störfallberechnungsgrundlagen zu § 49 StrlSchV, Neufassung des Kapitels 4: Berechnung der Strahlenexposition, Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Bonn, 2004.

- /STR 12/ Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) vom 20. Juli 2001 (BGBl. I 2001, Nr. 38, S. 1714), berichtigt am 22. April 2002 (BGBl. I 2002, Nr. 27, S. 1459), zuletzt geändert durch Artikel 5 Absatz 7 des Gesetzes vom 24. Februar 2012 (BGBl. I 2012, Nr. 10, S. 212).
- /SWE 09/ Swedish Radiation Safety Authority: The Swedish Radiation Safety Authoritys Regulations concerning Safety in Nuclear Facilities. The Swedish Radiation Safety Authoritys general advice on the application of the regulations (SSMFS 2008:1) concerning safety in nuclear facilities. 30. Januar 2009.
- /TÜV 97/ TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt e.V.: Endlager für radioaktive Abfälle Schachtanlage Konrad. Salzgitter. Gutachten im Planfeststellungsverfahren, 1997. (unveröffentlicht)
- /UHL 13/ Uhlmann, S.: Überprüfung der betrieblichen Sicherheitsanalyse der Schachtanlage Konrad mit dem Schwerpunkt der thermischen Störfälle auf den Stand von Wissenschaft und Technik. 17.09.2013.



## Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Wesentliche Elemente der Störfallanalyse .....	21
Abb. 3.2	Struktur einer Störfallanalyse in der Schweiz /ENS 09/ .....	24
Abb. 3.3	PCSA in den USA /NRC 11/ .....	27
Abb. 4.1	Ablauf der Störfallanalyse modifiziert nach Ablauf der Störfallanalyse für das Endlager Konrad /EU 228/, /GRS 86/.....	40
Abb. 4.2	Prinzip eines Ereignisablaufdiagramms /GRS 09a/ .....	61
Abb. 4.3	Beispiel eines Fehlerbaumes /GRS 09a/ .....	62
Abb. 4.4	Von der IAEO /IAEA 02/ empfohlene Schritte für eine PSA .....	63
Abb. 4.5	Schritte der probabilistischen Anlagenbewertung nach /EU 238/ .....	65

## Tabellenverzeichnis

Tab. 4.1	Abfallproduktgruppen nach /BFS 14a/ .....	41
Tab. 4.2	Expositionsklassen Teil 1 nach /ICR 93/ .....	67
Tab. 4.3	Expositionsklassen nach /GRS 09b/ .....	67



## Abkürzungsverzeichnis

AtG	Atomgesetz
BAM	Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BMI	Bundesministerium des Innern
BMUB	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit
CFD	Computational fluid dynamics
DoE	Department of Energy
DWR	Druckwasserreaktor
EC	European Commission
EG	Ergänzende Unterlage zum Plan Konrad und zum PFB
ERAM	Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben
ESK	Entsorgungskommission
EU	Erläuternde Unterlage zum Plan Konrad und zum PFB
EVA	Einwirkungen von außen
EVI	Einwirkungen von innen
EW	Exempt Waste
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
GwE	Gehobene wasserrechtliche Erlaubnis
HLW	High-Level Waste
IAEO	Internationale Atomenergie Organisation
ICRP	International Commission on Radiological Protection
IGSC	Integration Group for the Safety Case
ILW	Intermediate-Level Waste
KKW	Kernkraftwerk
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
LAW	Low active waste
LLW	Low-Level Waste
MAW	Medium active waste

NDA	Nuclear Decommissioning Authority
NEA	Nuclear Energy Agency
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NWMO	Nuclear Waste Management Organization
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
PCSA	Preclosure Safety Analysis
PFB	Planfeststellungsbeschluss
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfung
PTB	Physikalisch-Technische Bundesanstalt
SAPHIRE	Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations
SBG	Störfallberechnungsgrundlagen
SITEX	Sustainable Network of Independent Technical Expertise for Radioactive Waste Disposal
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
VLLW	Very Low-Level Waste
VSLW	Very Short-Lived Waste
W&T	Wissenschaft und Technik
WIPP	Waste Isolation Pilot Plant

## **A Abfallkategorisierung**

Zum Verständnis der verwendeten Abfallkategorien im Vorhaben 3612R03410 wird im Folgenden ein Überblick zur internationalen Empfehlung der Abfallkategorisierung nach IAEQ und im Vergleich dazu der deutschen Abfallkategorisierung entsprechend dem Entwurf des Nationalen Entsorgungsprogramms nach der Richtlinie 2011/70 Euratom gegeben.

### **Kategorisierung nach IAEQ**

Die IAEQ empfiehlt im Sicherheitsstandard „Classification of Radioactive Waste“ ein Klassifizierungsschema. Die Abfallarten werden in insgesamt sechs Kategorien unterteilt. Die Klasse der schwach- und mittelaktiven Abfälle ist auf Grund der Lebensdauer der Abfälle nach kurz- und langlebigen Radionukliden untergliedert. Die Untergliederung der mittel- und hochaktiven Abfälle erfolgt auf Grund der spezifischen Wärmeleistung /IAEA 09b/:

1. *Exempt Waste* (EW) = Freigegebene Abfälle, die nicht mehr der atomrechtlichen Überwachung unterliegen,
2. *Very Low-Level Waste* (VLLW) = sehr schwachradioaktive Abfälle zur Beseitigung auf einer speziellen Deponie,
3. *Very Short-Lived Waste* (VSLW) = sehr kurzlebige Abfälle für die Abklinglagerung,
4. *Low-Level Waste* (LLW) = schwachradioaktive Abfälle für die oberflächennahe Endlagerung,
5. *Intermediate-Level Waste* (ILW) = mittelradioaktive Abfälle zur Endlagerung in mittleren Tiefen, und
6. *High-Level Waste* (HLW) = hochradioaktive Abfälle zur Endlagerung in tiefen geologischen Formationen.

### **Kategorisierung nach dem Entwurf des deutschen Entsorgungsprogramms**

In Deutschland werden zwei Kategorien radioaktiver Abfälle unterschieden. Zum einen die „vernachlässigbar wärmentwickelnden radioaktiven Abfälle“, mit dem Ziel der Endlagerung im Schacht Konrad. Zum anderen die „wärmentwickelnden radioaktiven Abfälle“ mit dem Ziel der Endlagerung im „Endlager für insbesondere wärmentwickelnde

Abfälle“ welches nach dem Standortauswahlgesetz noch zu suchen und auszuwählen ist /BMU 15/.

Die Länge der Halbwertszeiten der Radionuklide wird nicht berücksichtigt. Die Bundesregierung beabsichtigt alle Arten radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen endzulagern /BMU 14/. Stoffe, die nach § 29 StrlSchV freigegeben werden unterliegen nicht mehr der atomrechtlichen Aufsicht und müssen nicht in ein Endlager verbracht werden.

### **Historie der Abfallklassifizierung in Deutschland**

Aus historischen Gründen werden für Abfälle der Schachtanlage Asse II und des ERAM (Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben) noch die Abfallkategorien LAW (schwachradioaktive Abfälle) und MAW (mittelradioaktive Abfälle) verwendet, da ihre Abfallklassifizierung nicht nach dem Kriterium der Wärmeentwicklung erfolgte /BMU 14/.

### **Vergleich der Abfallklassifizierung nach IAEO und Nationalem Entsorgungsprogramm**

Die deutsche Abfalleinteilung ist kompatibel zum Klassifizierungsvorschlag der IAEO (Internationale Atomenergie Organisation) /IAEA 09b/, der eine zusätzliche Unterteilung in kurz- und langlebige Abfälle und damit die Zuordnung zu oberflächennahen und geologischen Endlagern zulässt /BMU 14/.

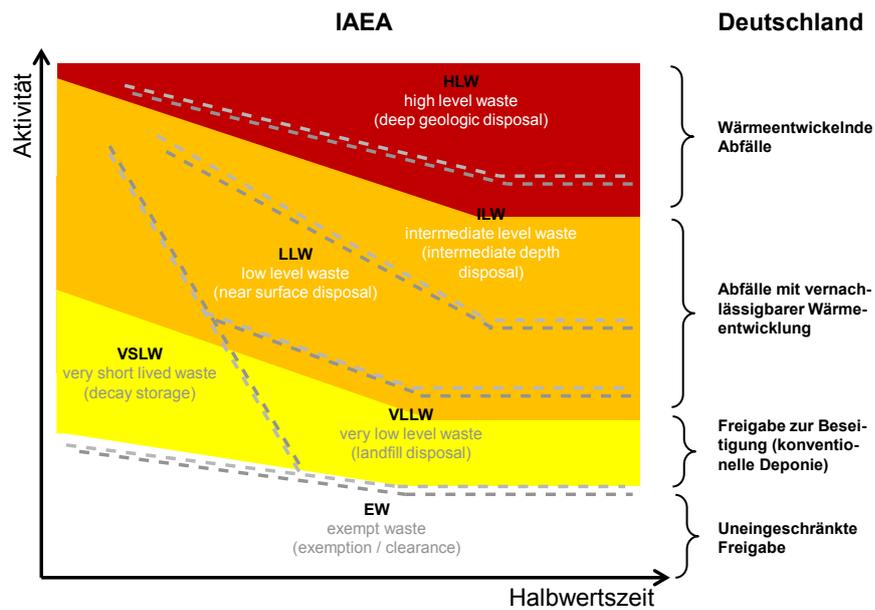


Abb. A.1 Vergleich der Abfallklassifizierung in Deutschland und nach IAEA /IAEA 09b/

In Abb. A.1 sind die deutsche Abfallklassifizierung und die Klassifizierung nach IAEA einander gegenübergestellt. Die deutsche Klassifizierung fügt sich mit geringfügigen Abweichungen in die internationale Klassifizierung ein /BMU 14/. Die nach deutscher Klassifizierung als Wärme entwickelnde Abfälle bezeichneten Abfälle (roter Bereich) reichen in den Bereich von ILW (Intermediate Level Waste), mittelaktive Abfälle, hinein. Von der IAEA als VLLW (Very Low Level Waste), sehr schwach aktiver Abfall, bezeichnete Abfälle überschreiten die in Deutschland geltenden Freigabewerte für die Beseitigung als konventionelle Abfälle und sind in Deutschland im Endlager Konrad endzulagern.

**Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Forschungszentrum

**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](http://www.grs.de)

**ISBN 978-3-944161-64-8**