

**Sicherheitstechnische Untersuchungen
zum Schachttransport schwerer Lasten
bis zu 175 t Nutzlast**

SULa

Abschlussbericht

**Sicherheitstechnische Untersuchungen
zum Schachttransport schwerer Lasten
bis zu 175 t Nutzlast**

SULa

Abschlussbericht

Zusammengestellt:	Wolfgang Filbert
Autoren:	Ramon Gasull
	Sabine Dörr
	Wolfgang Filbert

DBE TECHNOLOGY GmbH
Eschenstraße 55
D-31224 Peine

Mai 2017

Die dieser Studie zugrunde liegenden Arbeiten wurden im Auftrag des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie (BMWi) über den Projektträger Karlsruhe, Wassertechnologie und Entsorgung, (PTKA-WTE), unter dem Förderkennzeichen 02E11263 durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt liegt jedoch allein bei den Autoren.

Inhaltsverzeichnis

	Blatt
1 Einleitung	7
2 Konzeptplanung einer Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast	13
2.1 Auslegung der Schachtförderanlage	13
2.1.1 Förderturm und Fördermaschine	14
2.1.2 Steuerung und Bremsvorrichtungen	15
2.1.3 Förderkorb	16
2.1.4 Sicherheitseinrichtungen	17
2.1.4.1 SELDA-Bremsanlage	17
2.1.4.2 Brandklappen	17
2.1.5 Hilfsfahranlage	18
2.2 Betrieb der Schachtförderanlage	18
2.2.1 Betriebliche Abläufe	18
2.2.2 Betriebliche Sicherheit	20
3 Differenzbetrachtung probabilistische Sicherheitsanalysen	23
3.1 Probabilistische Sicherheitsanalysen	24
3.1.1 Basis für eine PSA	24
3.1.2 PSA Methoden	25
3.1.2.1 Ereignisablaufanalysen	25
3.1.2.2 Fehlerbaumanalysen	26
3.1.2.3 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen	26
3.1.3 Einwirkungen von innen (EVI)	27
3.1.3.1 Brand	27
3.1.3.2 Sonstige EVI	27
3.1.4 Einwirkungen von außen (EVA)	28
3.1.4.1 Flugzeugabsturz	28
3.1.4.2 Explosionsdruckwelle	28
3.1.4.3 Hochwasser	28
3.1.4.4 Erdbeben	29
3.1.4.5 Sonstige EVA	29
3.1.5 Ergebnisdarstellung	29

3.1.6	Fortentwicklung der PSA	30
3.2	Vorgehensweise bei der PSA 1994 zur Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast	30
3.2.1	Betriebsvorgänge	31
3.2.2	Sicherheitsrelevante Szenarienauswahl	31
3.2.2.1	Szenarien für erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals beim Schachttransport	31
3.2.2.2	Szenarien für die Freisetzung von radioaktivem Material beim Schachttransport	32
3.2.3	Methoden	33
3.2.3.1	Gesamtfehlerbaum FB E: Erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals	34
3.2.3.2	Fehlerbäume FB F, FB X, FB Z, FB FA: Freisetzung von radioaktivem Material	35
3.2.3.3	Vorgehensweise zur Quantifizierung	35
3.2.3.4	Quantitative Auswertung der Fehlerbäume	35
3.2.4	Übergreifende anlageninterne und -externe Ereignisse	36
4	Übertragbarkeit der Methoden zur PSA für Kernkraftwerke auf Schachtförderanlagen	37
4.1	Randbedingungen für eine PSA	37
4.1.1	Anlagenspezifische Informationen	37
4.1.2	Organisation der Durchführung einer PSA	38
4.2	PSA der Stufe 1	39
4.2.1	Ereignisablaufanalyse	41
4.2.2	Fehlerbaumanalyse	43
4.2.3	Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)	45
4.2.4	Personalhandlungen	47
4.2.5	Einwirkungen von innen (EVI)	47
4.2.5.1	Brand	48
4.2.5.2	Sonstige EVI	49
4.2.6	Einwirkungen von außen (EVA)	49
4.2.6.1	Flugzeugabsturz	49
4.2.6.2	Explosionsdruckwelle (EDW)	51
4.2.6.3	Hochwasser	51
4.2.6.4	Erdbeben	52
4.3	PSA der Stufe 2	53
4.3.1	Übergang Stufe 1 zu Stufe 2	53

4.3.2	Ermittlung der Unfallabläufe und Anlagenzustände	54
4.4	Behandlung von Unsicherheiten in der PSA	55
4.4.1	Modellierung	56
4.4.2	Eingangsdaten	56
4.4.3	Durchführung und Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse	56
5	Bewertung eines deterministischen Ansatzes zur Störfallanalyse	59
5.1	Deterministische Sicherheitsanalysen	59
5.1.1	Deterministische Störfallanalysen für andere kerntechnische Anlagen	59
5.1.1.1	Betriebs- und Störfallzustände	60
5.1.1.2	Nachweiskriterien	61
5.1.1.3	Konservative und "best-estimate" Ansätze	61
5.1.1.4	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse	62
5.1.2	Störfallanalyse für Schachtförderanlagen in Deutschland	63
5.1.2.1	Betriebsstörungsanalyse DEAB	63
5.1.2.2	Störfallanalyse Schachtförderanlage 2, Endlager Konrad	65
5.2	Nutzbare deterministische Verfahren	66
6	Internationale Entwicklung bei Sicherheitsanalysen zur Schachttransporttechnik	69
6.1	Frankreich	70
6.1.1	Endlagerkonzept	70
6.2	Belgien	73
6.2.1	Endlagerkonzept	73
6.2.2	Betriebssicherheitsbewertung	75
6.3	Finnland	76
6.3.1	Endlagerkonzept	76
6.3.2	Betriebssicherheitsbewertung	79
6.4	USA – Waste Isolation Pilot Plant (WIPP)	81
6.4.1	Endlagerkonzept	81
6.4.2	Betriebssicherheitsbewertung	82
6.4.2.1	Gefahrenanalyse und -bewertung	83
6.4.2.2	Probabilistische Sicherheitsanalyse	86
6.5	USA – Yucca Mountain	88

7	Betrachtungen zur Restrisikominimierung	97
7.1	Ereigniskombinationen	97
7.2	Einwirkungen von außen	98
7.2.1	Zutritt von Schachtwässern und salinaren Lösungen in den Schacht und Hochwasser	98
7.2.2	Erdbeben	99
7.2.3	Blitzschlag, Wind, Sturm, Eis und Schnee	99
7.2.4	Explosionsdruckwellen	100
7.2.5	Flugzeugabsturz	101
7.3	Einwirkungen von innen	102
7.3.1	Absturz der Endlagergebäude	102
7.3.2	Brand	103
7.4	Kritikalität	104
7.5	Maßnahmen zur Restrisikominimierung	106
8	Zwischenlagerzeit für TLB-Einlagerung in Ton- bzw. Granitformationen	109
8.1	TLB als Endlagerbehälter für den Schachttransport	109
8.2	Anzahl der Abfallgebäude	110
8.3	Temperatur-Kriterien	110
8.4	Erforderliche Zwischenlagerzeit für das Wirtsgestein Ton	112
9	Fazit	115
9.1	Differenzbetrachtung probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA: 1994 vs. 2013)	115
9.2	Übertragbarkeit der Methoden zur PSA für Kernkraftwerke auf Schachtförderanlagen	117
9.3	Bewertung eines deterministischen Ansatzes zur Störfallanalyse	118
9.4	Internationale Entwicklung bei Sicherheitsanalysen zur Schachttransporttechnik	121
9.5	Maßnahmen zur Restrisikominimierung	124
9.6	Ermittlung der Zwischenlagerzeit für TLB im Wirtsgestein Ton- bzw. Granitformationen	126
9.7	Gesamtfazit	126
10	Literaturverzeichnis	127
11	Abkürzungsverzeichnis	137

12	Abbildungsverzeichnis	139
13	Tabellenverzeichnis	141

1 Einleitung

Anfang der 1990er Jahre wurde im Auftrag des damaligen BMBF und betreut durch den damaligen Projektträger Entsorgung (PTE) in einem Schwerpunkt des FuE-Programmes „Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente“ die Schachtförderung von Nutzlasten bis 85 t untersucht, erprobt und für genehmigungsfähig erachtet. Im Rahmen der Arbeiten zur Schachtförderung von Nutzlasten bis 85 t wurde auch eine probabilistische Sicherheitsanalyse durchgeführt. Wenn die Schachtförderkapazität auf 175 t Nutzlast erhöht werden soll, um eine direkte Endlagerung der bisher nur als Transport- und Lagerbehälter (TLB) genutzten Behälter zu ermöglichen, dann ändern sich auch im entsprechenden Maße die Anforderungen gegenüber dem in den 1990er Jahren erreichten Stand der Technik.

Zielsetzung des nachfolgend beschriebenen Vorhabens ist es deshalb, die Grundlagen zum Nachweis der technischen Realisierbarkeit einer Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast (Endlagerung von Transport- und Lagerbehältern, TLB) einschließlich der wesentlichen maschinen- und bergtechnischen Komponenten und Anlagenteile sowie zum Nachweis der Sicherheit des Transportbetriebes insbesondere unter dem Aspekt des Strahlenschutzes zu schaffen. Die Genehmigungsfähigkeit der Endlagerung von radioaktiven Abfällen und ausgedienten Brennelementen in TLB (z. B. vom Typ CASTOR®) bedingt den Nachweis, dass alle Komponenten des Schachttransportes für Nutzlasten von bis zu 175 t und die entsprechenden Überlasten dem Stand der Technik entsprechen. In dem vorliegenden Vorhaben wird die wirtsgesteinsunabhängige Einsetzbarkeit der zu entwickelnden Schachtfördertechnik bis zu einer max. Teufe von 1 000 m nachvollziehbar dargestellt. Darüber hinaus soll der Stand der Technik bei der Durchführung von Störfallanalysen (deterministisch/probabilistisch) unter besonderer Berücksichtigung der Restrisikominimierung ermittelt werden. Dazu sollen die Fortentwicklung der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) seit 1994, die Übertragbarkeit der Methoden zur PSA für Kernkraftwerke auf die Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast, ein deterministischer Ansatz, internationale Entwicklungen und Maßnahmen zur Restrisikominimierung untersucht werden. Weiterhin werden die zu erwartenden Auswirkungen der Einlagerung von TLB in Ton- bzw. Granitformationen, z. B. hinsichtlich erforderlicher Zwischenlagerzeiten, bewertend beschrieben.

Im ersten Schritt ist die allgemeine Fortentwicklung der Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) zu analysieren und der Vorgehensweise bei der PSA 1994 /DBE 1994/ zur Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast bewertend in Form einer Differenzbetrachtung gegenüberzustellen. Zu berücksichtigen sind dabei der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik sowie die Übertragbarkeit der aktuellen Methoden und Werkzeuge der PSA. Hierzu werden die PSA Methoden nach aktuellem Stand der Wissenschaft und Technik in Deutschland dargestellt. Der Schwerpunkt liegt auf den verwendeten Methoden im Rahmen der Sicherheitsanalysen Kernkraftwerke in Deutschland sowie insbesondere auf den PSA:

- Stufe 1: Ermittlung der jährlichen Eintrittshäufigkeit eines sogenannten Kernschadens für ein KKW
- Stufe 2: Berechnung der Häufigkeit der Szenarien, die von einem beginnenden Kernschaden über eine Kernschmelze mit Versagen des Sicherheitsbehälters bis zu Freisetzungen von Radioaktivität führen

In Deutschland ist die PSA bis einschließlich der Stufe 2 mit Methoden des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Verwendung von realen Anlagendaten durchzuführen. Hierüber besteht Einvernehmen zwischen den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden und den Betreibern der Kernkraftwerke in Deutschland /Leitfaden 2005/.

In einem zweiten Schritt wird die Vorgehensweise bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse zur Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast /DBE 1994/ dargestellt und analysiert. In der PSA wurde untersucht, ob Schäden für die Bevölkerung oder die Umgebung, aus dem Schachtransport mit der Schwerlastförderanlage und dem Aufschieben auf den Förderkorb und dem Abziehen aus dem Förderkorb entstehen können. Ziel der Analyse war die Ermittlung von Eintrittshäufigkeiten von Ereignissen, die zur Freisetzung von radioaktivem Material und/oder zu erhöhten radiologischen Belastungen des Betriebspersonals oder der Umgebung führen können.

Nach der Darstellung der Ergebnisse der Untersuchungen wird eine Differenzbetrachtung zwischen beiden PSAs vorgenommen, um die Fortentwicklung der PSA seit 1994 aufzuzeigen.

Im dritten Schritt werden grundsätzlich die von der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) /RS-Handbuch 3-74.3/, die vom Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) /BfS 2005/, /BfS 2005a/, /BfS 2016/ sowie die von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH (GRS) /GRS 322/, /GRS 327/, /GRS 328/, /GRS 329/, /GRS 331/, /GRS 1166/, /GRS 2814/ entwickelten Leitfäden und Methoden für probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) für Kernkraftwerke hinsichtlich ihrer Übertragbarkeit auf eine Schachtförderanlage für schwere Lasten bis 175 t analysiert. Das im September 2016 veröffentlichte Dokument /BfS 2016/ konnte aufgrund des fortgeschrittenen Projektstadiums nur partiell berücksichtigt werden.

Es werden zuerst die Randbedingungen einer PSA, wie z. B. die verfügbaren Daten und die Struktur und Organisation einer PSA untersucht, um die Übertragbarkeit der Methoden der PSA für Kernkraftwerke auf eine PSA für Schachtförderanlagen zu bewerten. Unter Berücksichtigung der Annahme, dass die erforderlichen Randbedingungen für die Durchführung einer PSA für Schachtförderanlagen vorhanden sind, konzentriert sich der erste Teil dieses Dokuments auf die in der PSA Stufe 1 für Kernkraftwerke verwendeten Methoden. Die für eine PSA der Stufe 1 charakteristischen Methoden der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse werden im Hinblick auf ihre Anwendbarkeit für eine probabilistische Sicherheitsbewertung von Schachtförderanlagen analysiert und bewertet. Außerdem wird bewertet, wie eine Übertragung der verwendeten Methoden für die Analyse der relevanten Aspekte, wie z. B. abhängige Ausfälle, Personalhandlungen, Einwirkungen von innen und außen, in der PSA der Stufe 1 bzw. der Stufe 2 erfolgen kann.

Die PSA der Stufe 2 für Kernkraftwerke ist in Deutschland Teil der Sicherheitsanalysen der Kernkraftwerke. Ziel der Bewertung mittels einer PSA der Stufe 2 ist die Ermittlung der Häufigkeit der verschiedenen möglichen Szenarien, die von einem anfänglichen Kernschaden über Kernschmelzen bzw. einem Behälterversagen zu einer Freisetzung von Radioaktivität führen können. Deterministisch werden dazu für unterschiedliche Anlagenbetriebszustände

(Leistungs- wie Nichtleistungsbetrieb) Unfallabläufe schwerer Störfälle simuliert. Schließlich werden die im Rahmen der Behandlung von Unsicherheiten in der PSA für Kernkraftwerke verwendeten Methoden analysiert und hinsichtlich ihrer Übertragbarkeit auf die PSA für Schachtförderanlagen ausgewertet.

Ein Schlüsselement der Sicherheitsanalysen von Nuklearanlagen ist der Nachweis, dass das "Defense-in-depth" Konzept angemessen und wirkungsvoll umgesetzt ist. Die deterministischen Sicherheitsanalysen haben eine wesentliche Rolle bei dieser Aufgabe. Im Rahmen der durchgeführten Arbeit wurde daher eine deterministische Sicherheitsanalyse speziell für den Sicherheitsnachweis von fördertechnischen Einrichtungen in geologischen Endlagern vorgeschlagen.

Das Konzept der gestaffelten Sicherheitsebenen "Defense-in-depth" beinhaltet, dass der Einschluss der im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffe sowie die Abschirmung der von diesen Stoffen ausgehenden Strahlung sicherzustellen ist /RS-Handbuch 3-0.1/.

Zur Erreichung dieses Ziels ist ein Sicherheitskonzept umzusetzen, bei dem Maßnahmen und Einrichtungen gestaffelten Sicherheitsebenen zugeordnet sind "Defense-in-depth". Die Sicherheitsebenen 1 bis 4a sind durch die folgenden Anlagenzustände charakterisiert:

- *Sicherheitsebene 1: Normalbetrieb (Bestimmungsgemäßer Betrieb, ungestört)*
- *Sicherheitsebene 2: anomaler Betrieb (Bestimmungsgemäßer Betrieb, Störung)*
- *Sicherheitsebene 3: Störfälle*
- *Sicherheitsebene 4a: sehr seltene Ereignisse*

Mit den auf diesen Sicherheitsebenen zu installierenden Maßnahmen und Einrichtungen zur Qualitätsgewährleistung, Vermeidung von Ereignissen, Beherrschung von Ereignissen sowie der Auslegung gegen Einwirkungen von innen und außen sowie aus Notstandsfällen (siehe Nummer 2.4) muss ein umfassender und zuverlässiger Schutz vor den im Kernkraftwerk befindlichen radioaktiven Stoffen erreicht werden.

Darüber hinaus sind in angemessenem Umfang für Anlagenzustände, die wegen ihrer geringen Eintrittshäufigkeit den o. g. Sicherheitsebenen nicht zugeordnet werden, vorsorglich weitere Maßnahmen und Einrichtungen zur Feststellung und Begrenzung der Folgen solcher Zustände vorzusehen. Deshalb sind im gestaffelten Sicherheitskonzept ergänzend auf den Sicherheitsebenen 4b und 4c Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes vorzuhalten und zu planen. Diese Sicherheitsebenen sind durch die folgenden Anlagenzustände charakterisiert:

- *Sicherheitsebene 4b: Ereignisse mit Mehrfachversagen von Sicherheitseinrichtungen*
- *Sicherheitsebene 4c: Unfälle mit schweren Brennelementschäden*

Ein sicherheitsrelevanter Vorgang im Zusammenhang mit dem Betrieb des Endlagers ist eine Betriebsstörung während des Einsatzes der Schachtförderanlage, die zu einem freien Fall eines Abfallgebundes in den Schacht und daher zu einer potenziellen Freisetzung von radioaktivem Material führen könnte. Um sicherzustellen dass bei der Auslegung der Anlage

alle relevanten Betriebssicherheitsanforderungen erfüllt werden, werden Betriebssicherheitsbewertungen durchgeführt. In ähnlicher Weise wie bei den Kernkraftwerken (KKW) werden dazu deterministische und probabilistische Methoden angewendet. Deterministische Methoden werden grundsätzlich verwendet, um die Abfolge von Betriebsvorgängen qualitativ zu beurteilen, um die potenziell sicherheitsrelevanten Ereignisse zu identifizieren und um ihre Auswirkungen zu quantifizieren. Die deterministischen Analysen werden normalerweise durch probabilistische ergänzt, um die Wahrscheinlichkeit von Störfällen und die Eintrittshäufigkeit der unerwünschten Endzustände zu quantifizieren.

Der Ausgangspunkt für eine Sicherheitsbewertung einer Schachtförderanlage ist die Identifizierung der potenziell sicherheitsrelevanten Ereignisse, die die Anlage zu unerwünschten Endzuständen führen können. Die unerwünschten Endzustände können im Falle des Verlustes der Integrität des Abfallgebundes (z. B. Beschädigung des Abfallgebundes) auftreten oder wenn das Betriebspersonal in der Nähe des Abfallgebundes einen längeren Zeitraum bleiben muss (z. B. Durchführung von Reparaturarbeiten).

Im Rahmen dieses Berichts werden mögliche deterministische Ansätze zur Betriebssicherheitsbewertung beschrieben und ihre Anwendbarkeit auf die Schachtförderanlagen bewertet. Die Hauptaspekte der deterministischen Sicherheitsanalysen für KKW sowie für andere Nuklearanlagen gemäß der Deutschen Leitfäden und der IAEA Standards werden analysiert.

Zunächst werden die in Deutschland entwickelten Ansätze für deterministische Sicherheitsanalysen für Schachtförderanlagen in Endlagern analysiert. Diese Analyse fokussiert sich grundsätzlich auf die Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben (FuE) wie zum Beispiel am Vorhaben "Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB)" und dem durch die GNS geförderten Vorhaben "Direkte Endlagerung von Transport- und Lagerbehältern (DIREGT)" sowie auf die im Rahmen der Genehmigung des Endlagers Konrad entwickelte Störfallanalyse /KONRAD 2002/.

Die Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen ist weltweit in vielen Ländern eine Referenzlösung. Um die gesellschaftliche Akzeptanz solcher Anlagen zu erhöhen, ist es jedoch erforderlich, das Vertrauen in die Ergebnisse und Schlussfolgerungen der Sicherheitsbewertungen dieser Anlagen zu erhöhen.

Die internationalen Sicherheitsbewertungen zu Endlagern fokussieren sich auf das wissenschaftliche Verständnis und die Leistungsbewertung der Sicherheitsfunktionen, sowie auf die mit dem Endlager verbundenen Gefahren. Der gegenwärtig international akzeptierte Ansatz für Sicherheitsbewertungen besteht aus zwei Hauptteilen. Einerseits muss die Langzeitsicherheitsbewertung nachweisen, dass der Schutz der künftigen Generation gewährleistet ist. Andererseits muss die Betriebssicherheitsbewertung sicherstellen, dass das Betriebspersonal, die Bevölkerung und die Umwelt gegen die radiologischen Risiken des Normal- und Anormalbetriebs des Endlagers, sowie gegen potenzielle Folgen von Störfällen geschützt werden.

Schächte werden verwendet, um Rohstoffe aus den untertägigen Anlagen der Bergwerke an die Oberfläche zu transportieren. In der Bergbauindustrie sind Schachtförderanlagen mit

einer Kapazität bis zu 50 Tonnen üblich. Diese werden normalerweise optimiert, um unterschiedliche Anforderungen hinsichtlich Auslegung, Errichtung, Verwaltung, Betrieb, Sicherheit, etc. des Bergwerks zu erfüllen.

Schachtförderanlagen für Endlager sind ähnlich ausgelegt; allerdings dienen sie dazu, schwere Nutzlasten von der Oberfläche zu den untertägigen Anlagen zu transportieren (Gegenläufig im Vergleich zu den typischen Bergwerken). Wenn man sich auf die Betriebssicherheitsbewertung fokussiert, wird normalerweise der Betrieb der Schachtförderanlage als einer der gefahrgeneigtesten Vorgänge im Rahmen des Betriebs eines Endlagers betrachtet, weil ein Ausfall während des Transports eines Abfallgebundes zu einer Freisetzung von radioaktivem Material führen kann. Daher müssen die entsprechenden Anlagen nicht nur die Bergbauanforderungen erfüllen, sondern auch die radiologischen Sicherheitsanforderungen.

Aus diesem Grund und auch wegen mangelnder Erfahrung und fehlendem Know-how in einigen Ländern zum Betrieb und zur Auslegung von Schachtförderanlagen sieht die Planung einiger Endlagerbetreiber vor, die Abfallgebunde über Rampen zu den untertägigen Anlagen zu transportieren. Beide Lösungen, Schachtförderanlagen und Rampen, bieten Vor- und Nachteile hinsichtlich Betrieb und Sicherheit des Endlagers, so dass ihre Verwendung normalerweise vom historischen Hintergrund des Landes und den Merkmalen der Endlager abhängt.

Um einen vollständigen Überblick über die Merkmale der Schachtfördersysteme und die anwendbaren Sicherheitsbewertungsmethoden für Endlager in verschiedenen Ländern zu erhalten, werden in diesem Bericht internationale Entwicklungen in der Schachttransporttechnik und den zugehörigen Sicherheitsbetrachtungen ausgewertet und zusammenfassend beschrieben.

Das Eintreten eines Störfalls mit gefährlichen Folgen für Mensch und Umwelt aufgrund eines auslösenden Ereignisses während des Betriebs einer kerntechnischen Anlage wird aufgrund der Qualität der vorgesehenen Schutzmaßnahmen grundsätzlich vermieden. Es können aber nicht alle möglichen Störfälle bezüglich der Wirksamkeit der Schutzmaßnahmen vollständig ausgeschlossen werden. Die verbleibenden Störfallabläufe, die ausreichend unwahrscheinlich sein müssen, werden dem sogenannten Restrisiko zugeordnet.

Auch in dem spezifischen Fall eines Endlagers kann trotz aller vorgesehenen Maßnahmen und Sicherheitssysteme zur Vermeidung von Betriebsstörungen bzw. Störfällen, die zum Verlust der Integrität der Abfallgebunde führen können, eine Freisetzung von radioaktivem Material das Restrisiko nicht vollständig ausgeschlossen werden.

Das Konzept des Restrisikos bedeutet entsprechend, dass eine vollständige Sicherheit einer Anlage nicht gegeben sein kann; die Anlage kann immer nur ausreichend sicher sein. Für eine ausreichende Sicherheit bedarf es aber eines Abwägungsprozesses der potenziellen Gefahr gegenüber dem Nutzen des Betriebs der Anlage sowie eines Vergleichsmaßstabs.

Aufgrund der aufgetretenen, auslegungsüberschreitenden Ereignisse in Kernkraftwerken, wie z. B. den Unfällen in dem japanischen Kernkraftwerk Fukushima Daiichi, ist die Toleranz der Gesellschaft gegenüber Restrisiken im Zusammenhang mit dem Betrieb kerntechnischer Anlagen deutlich gesunken. Folglich werden zusätzliche Maßnahmen zur Minimierung des Restrisikos für den Betrieb von Endlagern aufgezeigt.

Diese zusätzlichen Maßnahmen zur Restrisikominimierung umfassen zum Beispiel Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen des Versagens von Barrieren und von anderen Schutzmaßnahmen und den Einbau von zusätzlichen passiven bzw. aktiven Einrichtungen sowie Maßnahmen zur Vermeidung des Auftretens von Betriebsstörungen bzw. Störfällen. Die zusätzlichen Einrichtungen und Maßnahmen müssen auslösende Ereignisse infolge des Betriebs des Endlagers sowie aufgrund standortspezifisch zu unterstellender Einwirkungen von innen (EVI) und von außen (EVA) berücksichtigen.

2 Konzeptplanung einer Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast

Die aktuelle Konzeptplanung einer Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast (s. Abbildung 2-1) wurde im Rahmen des Forschungs- und Entwicklungs- (FuE) Vorhabens "Direkte Endlagerung von Transport- und Lagerbehältern" (DIREGT III) in Auftrag der GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH entwickelt und im Bericht "Schachtfördertechnik für die Direkte Endlagerung von Transport- und Lagerbehältern bis 160 Mg" /DBETEC 2014/ dargestellt.

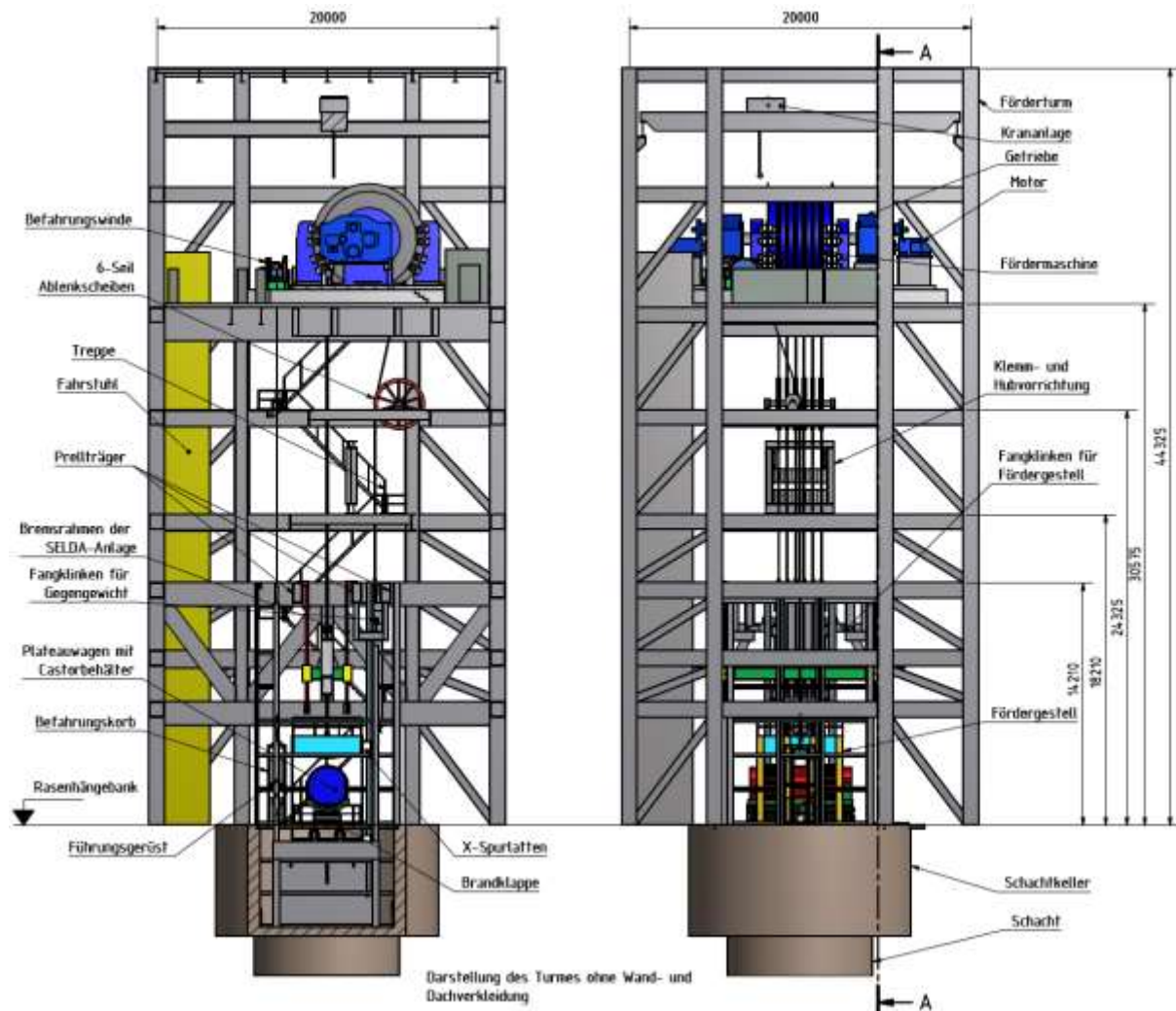


Abbildung 2-1: Konzeptplanung einer Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast /DBETEC 2014/

2.1 Auslegung der Schachtförderanlage

Gemäß /DBETEC 2014/ sind Schachtförderanlagen mit einer Nutzlast bis 175 t (160 t Transport- und Lagerbehälter und 15 t Schachttransportwagen) bisher nicht Stand der Technik. Aus diesem Grund basiert das entwickelte Konzept auf den Erkenntnissen eines vorangegangenen Forschungsvorhabens /DBE 1994/ zur Entwicklung einer Schachtförderanlage mit 85 t Nutzlast.

Im Rahmen der Konzeptplanung wurde eine entsprechende Förderanlage entwickelt mit einer 6-Seil-Koepe-Fördermaschine und einem Fördergestell mit vertikal beweglichem Zwischenboden /DBETEC 2014/. Das Schachtförderanlagekonzept beinhaltet die folgenden Hauptkomponenten, die zurzeit in der konventionellen Schachtfördertechnik grundsätzlich Stand der Technik sind, aber die an die aus der erhöhten Nutzlast resultierenden Anforderungen angepasst wurden:

- Mehrgeschossiger Förderturm zur Aufnahme der Fördermaschine, der Führungs-, Klemm- und Hubvorrichtungen und der Elektroinstallation;
- Sechs-Seil-Fördermaschine und Getriebe;
- Bremsvorrichtungen;
- Fördergestell mit beweglichem Zwischenboden;
- Ober- und Unterseile mit entsprechenden Zwischengeschirren;
- Treibscheibe;
- Über- und untertätige Anschläge mit Be- und Entladevorrichtungen;
- Sicherheitseinrichtungen (SELDA-Bremsanlage, Brandklappen, etc.); und
- Notfahrgang bestehend aus einer Ein-Seil-Trommelförderung.

2.1.1 Förderturm und Fördermaschine

Gemäß /DBETEC 2014/ ist ein Förderturm mit einer Grundfläche von 20 m x 20 m und einer Höhe von ca. 45 m vorgesehen, der als Stahlkonstruktion ausgeführt und mit Trapezblechen verkleidet wird. Im Förderturm befinden sich Geschosse für die Fördermaschinen, die Klemm- und Hubvorrichtung sowie für Elektroinstallationen, die über einen Treppengang sowie einen Fahrstuhl erreichbar sind.

Das aktuelle Fördermaschinenkonzept (s. Abbildung 2-2) sieht zwei elektrische Antriebe vor /DBETEC 2014/. Als Seilträger dient eine Treibscheibe mit zwei seitlich angeflanschten Bremsscheiben für die Fahr- und Sicherheitsbremse. Der Seilträger wird durch Bolzen und Schrauben mit der geschmiedeten Welle fest verbunden. Die Welle wird einteilig aus geschmiedetem Stahl hergestellt, vollständig bearbeitet und besitzt geschmiedete Flansche zur Befestigung der Treibscheibe. Die Fördermaschine wird im Förderturm auf den Maschinenbühnen aufgestellt.

Für die sechs Oberseile ist die Treibscheibe mit Reibfutter und Halbrundrillen ohne Unterschnitt ausgerüstet. Am Umfang der Treibscheibe befinden sich Gewindebohrungen zur Aufnahme von Seilklemmen für das Seilauflegen.

Gemäß /DBETEC 2014/ sind die Lager hydrodynamische Gleitlager, deren zweiteilige Lagerschalen sich einfach auswechseln lassen. Ein Lager ist als Führungslager zur axialen Fixierung der Welle ausgebildet und das andere ist ein Loslager. Beide Lager werden mit je einem Kontaktthermometer ausgerüstet, welches die Lagerbetriebstemperatur überwacht. Da die Lager ständig mit Öl durchspült werden müssen, ist eine Schmiereinrichtung vorgesehen. Öldruck und Ölfluss werden permanent überwacht.

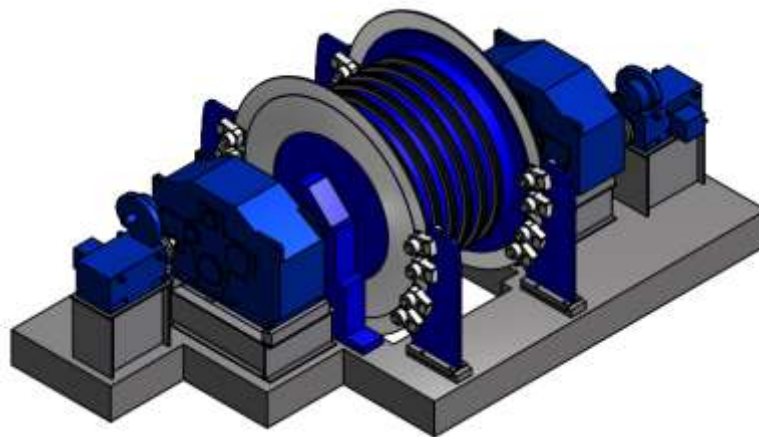


Abbildung 2-2: Skizze des Fördermaschinenkonzepts /DBETEC 2014/

Seitlich neben den beiden Lagergehäusen befinden sich die Rahmen mit den zwei aufgebauten Antriebskomponenten. Die Antriebe bestehen jeweils aus einem Gleichstrommotor, der über eine elastische Kupplung am Getriebe angeschlossen wird. Das Getriebe wird mittels einer Zahnkupplung mit dem Wellenende der Treibscheibenwelle verbunden.

2.1.2 Steuerung und Bremsvorrichtungen

Die Fördermaschine wird sowohl im Handbetrieb als auch im automatischen Betrieb gefahren. Ein Ausfall oder eine Störung der automatischen Steuerung könnte die Wirksamkeit der Sicherheitseinrichtungen beeinträchtigen.

Die Fördermaschine wird mit zwei Bremsvorrichtungen ausgerüstet. Eine Bremse kann als Sicherheitsbremse unmittelbar auf den Seilträger wirken. Die Bremsvorrichtung der Fördermaschine wird als Scheibenbremse ausgeführt. Gemäß /DBETEC 2014/ wirken auf die Bremsscheiben des Seilträgers 16 Scheibenbremszangen als Fahr- und Sicherheitsbremse. Die Bremskraft wird über Federpakete erzeugt. Zur Aufnahme der Bremskraft erzeuge sind vier Bremsständer vorhanden. Bei der Fahrbremse und der Betriebsbremse handelt es sich um voneinander unabhängige Bremsvorrichtungen. Die Sicherheitsbremse erzeugt ihre Bremskraft über vorgespannte Federn („Fail Safe“-Prinzip).

Die Massenbremsen wirken an jedem Antrieb jeweils auf die Bremsscheibe der Kupplung zwischen dem Motor und dem Getriebe und dienen zum Abbremsen der Massen des Motorläufers. Sie werden als federgeschlossene Scheibenbremsen mit elektrisch lüftenden Bremszangen ausgeführt, die nach dem Auslassprinzip arbeiten und die Bremskraft über Tellerfedern erzeugen.

Die Betätigung der Fahr- und Sicherheitsbremse kann sowohl von Hand als auch durch elektrische Befehlsgabe erfolgen. Die Steuerung der Fahr- und Sicherheitsbremse erfolgt durch ein Hydraulikaggregat, welches die Maschine über die Bremszangen bremst und still-

setzt. Der Ausfall einzelner Komponenten der Schachtförderanlage in Folge eines Brandes oder auch der Ausfall der Energieversorgung führt zum Stillsetzen der gesamten Anlage. Unabhängig von der Position des Förderkorbes im Schacht wird der Förderkorb durch die nach dem "Fail-safe"-Prinzip konstruierte Sicherheitsbremse im Falle einer Betriebsstörung durch den zusätzlichen Sicherheitskreis der Steuerung abgebremst und stillgesetzt. Stillgesetzt wird das Fördermittel durch eine auf einem konstanten Verzögerungswert hin geregelte Bremskraft. Erst nach Fehlerermittlung und -beseitigung lässt sich die Förderanlage wieder anfahren.

2.1.3 Förderkorb

Das Förderkorb (s. Abbildung 2-3) ist als räumliches Stahltragwerk ausgeführt. Der Kopf- und der Fußrahmen sind durch die Hängestreben verbunden und bilden mit diesen die räumlichen Tragwerke des Förderkorbs. Gemäß /DBETEC 2012/ ist Bestandteil des Förderkorbs auch ein beweglicher Zwischenboden, der zur Aufnahme der Schachttransportwagen dient.

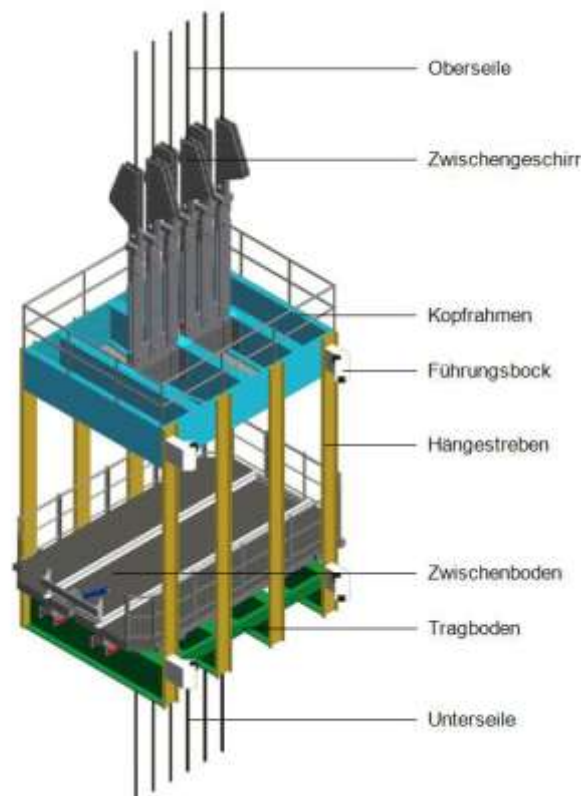


Abbildung 2-3: Skizze des Förderkorbs mit Zwischenboden /DBETEC 2012/

Der Zwischenboden liegt einschließlich der darauf befindlichen Nutzlast während der Be- und Entladevorgänge auf den Absetzriegeln an den Be- und Entladeebenen auf. Während des Transports liegt der Zwischenboden des Förderkorbs auf dem Tragboden auf. Die Verbindung des Förderkorbs und des Gegengewichts mit den Oberseilen erfolgt mit Zwischengeschirren. Der Anschluss der Unterseite an den Förderkorb und an das Gegen-

gewicht erfolgt mit Klemmeneinbänden mit Kauschen und Seilklemmen. An der Unterseite des Tragbodens befindet sich die Unterseilaufhängung zur Befestigung der sechs Unterseil-Zwischengeschirre.

Gemäß /DBETEC 2014/ sieht das aktuelle Konzept sechs Ober- und Unterseile vor, Varianten mit acht und zehn Seilen sind aber denkbar und in künftigen Variantenbetrachtungen zu überprüfen.

2.1.4 Sicherheitseinrichtungen

Das aktuelle Schachtförderanlagenkonzept beinhaltet folgende Sicherheitseinrichtungen zur Vermeidung der potenziellen sicherheitsrelevanten Ereignisse, die zu einer Freisetzung von radioaktivem Material führen könnten.

2.1.4.1 SELDA-Bremsanlage

Als Übertreibschutz werden jeweils zwei SELDA-Bremsanlagen für den Förderkorb und für das Gegengewicht über Tage und unter Tage installiert.

Ein schweres Übertreiben tritt auf, wenn der Förderkorb ungebremst über die Endanschläge (Endschalter oberhalb des obersten Anschlags und unterhalb des untersten Anschlags - Schachtendschalter) hinaus verfährt. Die möglichen Ursachen für ein solches einleitendes Ereignis sind das Versagen der Steuerung und der Ausfall der Bremsanlage.

Bei dem Auftreten eines solches Ereignisses wird der Förderkorb durch die SELDA-Bremsanlage abgebremst. Die Funktionsweise einer SELDA-Bremsanlage basiert auf der Umwandlung der kinetischen Energie der im Schacht bewegten Massen in eine Formänderungsenergie, die auf die Stahlbänder durch die Rollenkästen der SELDA-Bremsanlage wirkt. Zusätzlich ist an der SELDA-Bremsanlage die Bewegungsenergie aufzunehmen, die durch die Trägheit der an der Fördermaschine rotierenden Komponenten entsteht.

Die Auslegung der SELDA-Bremsanlage erlaubt die zerstörungsfreie Beherrschung der Betriebsstörung schweres Übertreiben mit voller Fördergeschwindigkeit. Dagegen kann die Nutzung herkömmlicher verdickter Spurlatten als Bremsmittel zur Zerstörung derselben und somit auch zur Beschädigung umliegender Einbauten führen.

2.1.4.2 Brandklappen

Im Schachtkeller sind für den Bereich des Schachtkragens vier Brandklappen vorgesehen. Im Brandfall ist es möglich, den Schacht mit den Klappen vollständig abzudecken. Die Brandklappen werden als Stahlkonstruktion ausgeführt und in einem Rahmen auf den Fundamenten des Schachtkellers verlagert.

2.1.5 Hilfsfahranlage

Zusätzlich zu dem Fördersystem für den Transport der Abfallbinde ist eine Hilfsfahranlage als Notfahrunge mit einer Kapazität für eine Einzelperson vorgesehen, deren Einsatz nicht für den Normalbetrieb der Anlage vorgesehen ist.

Eine Einzelseiltrommel ist ausreichend für die zu erwartenden Lasten. Der Antrieb erfolgt durch einen Gleichstrommotor, der von einer unabhängigen Stromquelle versorgt wird. Die Trommel wird auf dem Geschoss der Fördermaschinenebene im Förderturm eingebaut und mit Scheibenbremsen und Bremszangen ausgerüstet.

2.2 Betrieb der Schachtförderanlage

2.2.1 Betriebliche Abläufe

Die betrieblichen Transportprozesse werden in vertikale Vorgänge mittels des Förderkorbes sowie horizontale Vorgänge in den Bereichen der übertätigen und untertätigen Beschickung des Förderkorbes unterschieden. Gemäß /DBETEC 2014/ kann der Betriebsablauf für einen kompletten Zyklus des Förderkorbes in die folgenden acht Hauptvorgänge unterteilt werden:

1. Ausgangsposition für den Schwerlastbetrieb:
Die zum Endlager angelieferten Transport- und Lagerbehälter (TLB) werden auf innerbetriebliche Schachttransportwagen umgeladen und vor dem Schacht zur Schachtförderung bereitgestellt. Dann werden die beladenen Schachttransportwagen vor dem Schacht an die Aufschiebe- und Abzugsvorrichtung angekuppelt.
2. Anfahren der übertätigen Beschickungsebene:
Der sich in der untertätigen Beschickungsebene befindliche leere Förderkorb wird nach über Tage gefördert. Einige Zentimeter vor der Halteposition wird der Förderkorb abgebremst und kommt oberhalb von ihr zum Stillstand. Nach Einfahren der Absetzklinken in den Schacht wird der Korbzwischenboden des Förderkorbes auf die Absetzklinken abgesetzt.
3. Vorgänge beim Beladen des Förderkorbes über Tage:
Nachdem das äußere Schleusentor sowie die Schachtsperre geöffnet wurden, transportiert die Aufschiebe- und Abzugsvorrichtung den beladenen Schachttransportwagen in die Schleuse. Nach dem Schließen des äußeren Schleusentores und der Schachtsperre wird das innere Schleusentor am Schacht geöffnet, und der beladene Schachttransportwagen wird über eine von außen überfahrbare Wagenarretierung im Korbzwischenboden in den Förderkorb transportiert. Die Wagenarretierung sichert die Position des beladenen Schachttransportwagens im Förderkorb bis zum Einfahren von Arretierungszapfen in den Förderkorb. Nachdem der beladene Schachttransportwagen seine Position im Förderkorb eingenommen hat, wird die Aufschiebe- und Abzugsvorrichtung abgekuppelt und verfährt in die Schleuse. Anschließend wird der Förderkorb mit Absetzgeschwindigkeit

angehoben. Zur Sicherung des beladenen Schachttransportwagens während der Schachtförderung werden durch das Anheben des Förderkorbs Arretierungszapfen durch den Korbzwischenboden in das Schachttransportwagen-Gestell eingefahren.

An den Be- und Entladeeinrichtungen sind eine Schachtabdeckung sowie eine Führungs- und Absetzkonstruktion in Form verfahrbarer Absetzklinken für den Förderkorb vorgesehen. Die Absetzklinken ermöglichen die exakte Positionierung des Förderkorbs beim Einfahren und die kontrollierte Lastaufnahme der Förderseile beim Anfahren.

4. Anfahren der Einlagerungssohle:

Zuerst fährt der Motor einige Zentimeter mit Absetzgeschwindigkeit aufwärts, bis die Absetzklinken entlastet sind und aus dem Schacht ausgezogen werden. Danach wird der beladene Förderkorb gestoppt und auf seine maximale Fördergeschwindigkeit nach unter Tage beschleunigt und mit konstanter Geschwindigkeit bis kurz vor der untertägigen Halteposition gefördert. Dort wird der beladene Förderkorb abgebremst und kommt zum Stillstand. Nach Einfahren der Absetzklinken in den Schacht wird der Korbzwischenboden des Förderkorbes auf die Absetzklinken abgesetzt. Die Arretierungszapfen werden durch das weitere Absenken des Förderkorbes aus dem Schachttransportwagen-Gestell ausgefahren.

5. Vorgänge beim Entladen des Förderkorbes unter Tage:

Zum Entladen des Förderkorbes wird die Aufschiebe- und Abzugsvorrichtung in den Förderkorb gefahren und an den beladenen Schachttransportwagen angekuppelt. Nach dem Öffnen des Schachttors und der Wagenarretierung im Korbzwischenboden wird der beladene Schachttransportwagen durch die Abzugsvorrichtung auf einen Querverschub transportiert. Auf dem Querverschub wird der beladene Schachttransportwagen fixiert und von der Aufschiebe- und Abzugsvorrichtung abgekuppelt. Nachdem der beladene Schachttransportwagen durch den Querverschub auf das Gleis der Umladevorrichtung verschoben wurde, kann die Streckentransport- und Einlagerungsvorrichtung (STEV) mittels einer Grubenlok vorgeschoben und an den beladenen Schachttransportwagen angekuppelt werden.

Die Lok zieht dann den beladenen Schachttransportwagen in die Umladeposition unter der Umladevorrichtung. Mittels der Umladevorrichtung wird der TLB vom Schachttransportwagen auf die STEV umgeladen. Der leere Schachttransportwagen wird danach mittels der Lok über den Querverschub wieder zur Aufschiebe- und Abzugsvorrichtung transportiert. Diese kuppelt an und stellt den leeren Schachttransportwagen für die Schachtförderung bereit.

6. Vorgänge beim Beladen des Förderkorbes unter Tage

Der auf der Bereitstellungsposition stehende leere Schachttransportwagen wird nach dem Öffnen der Schachtsperre vor dem Schacht und des Schachttors mittels der Aufschiebe- und Abzugsvorrichtung in den Förderkorb transportiert. Die Aufschiebe- und Abzugsvorrichtung wird daraufhin abgekuppelt, verfährt in die Bereitstellungsposition und das Schachttor wird geschlossen.

7. Anfahren der übertätigen Beschickungsebene

Der sich in der untertätigen Beschickungsebene befindliche Förderkorb wird nach über Tage gefördert. Einige Zentimeter vor der Halteposition wird der Förderkorb abgebremst und kommt oberhalb von ihr zum Stillstand. Nach Einfahren der Absetzklinken in den Schacht wird der Korbzwischenboden des Förderkorbes auf die Absetzklinken abgesetzt.

8. Vorgänge beim Entladen des Förderkorbes über Tage

Die Aufschiebe- und Abzugsvorrichtung fährt nach Öffnen des Schleusentores am Schacht in den Förderkorb und kuppelt den leeren Schachttransportwagen an. Nach Öffnen der Wagenarretierung wird der leere Schachttransportwagen in die Schleuse transportiert und das Schleusentor am Schacht wieder geschlossen. Schließlich werden das äußere Schleusentor und die Schachtsperre geöffnet und der leere Schachttransportwagen vor die Schleuse zur erneuten Beladung transportiert.

2.2.2 Betriebliche Sicherheit

Neben den vorgesehenen Sicherheitssystemen und den in Finnland untersuchten Stoßdämpfermaterialien (s. Kapitel 0) wird ein möglichst geringes Restrisiko vor allem durch eine hohe Qualität der Auslegung sowie Ausführung der Komponenten und Systeme sichergestellt. Durch geeignete Planung von Inspektions- und Wartungstätigkeiten einschließlich präventivem Austausch von Komponenten der Schachtförderanlage wird die hohe Qualität auch für die voraussichtlich lange Lebensdauer von ca. 100 Jahren gewährleistet.

Wesentliche Elemente der Schachtförderanlage, wie z. B. die Förderseile, werden täglich vor Betriebsbeginn überprüft. Auf diese Weise wird die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Ausfalls der entsprechenden Komponenten minimiert und daher die Zuverlässigkeit der Schachtförderanlage erhöht. Die maximalen Prüfintervalle für die Komponenten einer Schachtförderanlagen werden in der Bergverordnung für Schacht- und Schrägförderanlagen /BVOS 2003/ definiert.

In vielen Fällen ist die Zuverlässigkeit von Komponenten abhängig von ihrer Anzahl von Betriebsstunden bzw. von Arbeitsspielen. Zu Beginn der Betriebslebensdauer ist die Zuverlässigkeit hoch und wird im Laufe der Zeit geringer. Aus diesem Grund und um ein akzeptables Zuverlässigkeitsniveau der Komponenten während der gesamten Betriebszeit zu erreichen, werden während der Betriebslebensdauer der Anlage einige Komponenten der Schachtförderanlage präventiv ersetzt. Daher sieht die Konstruktion der Schachtförderanlage einen modularen Aufbau vor, um einen Austausch von Bauteilen und Komponenten zu erleichtern. Ein Überblick über den nach der Erfahrung von DBE TECHNOLOGY GmbH (konform mit /BVOS 2003/) zu erwartenden Austausch von relevanten Komponenten einer Schachtförderanlage wird in der Tabelle 2-1 vorgestellt:

Tabelle 2-1: Vorgesehener Austausch von Komponenten einer Schachtförderanlage

Komponente	Austauschintervalle	Kommentare
Förderturm - Stahlstruktur	Alle 10 Jahre	Beizen und Streichen der Stahlstruktur
Fördermaschine - Seilträger	Alle 20 Jahre	Incl. Wechsel der Förderseile
Fördermaschine - Ablenkscheibe	Alle 5 Jahre	-
Fördermaschine - Bremsen	Alle 10 Jahre	Wechsel von Brems scheiben und Lagern
Fördermaschine - Bremsen	Alle 1 - 5 Jahre	Wechsel von Bremsklötzen und Bremszangen
Fördermaschine - Motorsteuerung	Jedes Jahr	Abhängig von Betriebs- und Wartungsvorschriften des Herstellers
Förderseile	Alle 2 Jahre	-
Förderkorb und Gegengewicht	Alle 20 Jahre	-

3 Differenzbetrachtung probabilistische Sicherheitsanalysen

Die PSA ist weltweit ein wichtiges und intensiv genutztes Instrument für die Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken, und sie wird in Ergänzung der auf deterministischen Grundlagen beruhenden Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken eingesetzt. Auf diese Weise kann der Einfluss von Komponenten, Systemen, Strukturen sowie von Personalhandlungen auf das sicherheitstechnische Anlagenverhalten ganzheitlich dargestellt und somit das Sicherheitsniveau quantitativ bewertet werden.

Aufsichtsbehörden verwenden PSA, um Erkenntnisse über ein generisches Risiko kerntechnischer Anlagen zu erlangen, und Genehmigungsinhaber, um die Anforderungen von Aufsichtsbehörden bezüglich der Sicherheitsanalyse zu erfüllen und um die Schwachpunkte des Designs der Anlagen zu identifizieren und zu analysieren.

Erstmals wurden Methoden für Risikoanalysen für die Luft- und Raumfahrt entwickelt. Im Bereich der Kerntechnik wurde die erste Risikoanalyse in den 1970er Jahren in den USA veröffentlicht. In Deutschland wurde die erste Risikoanalyse für ein deutsches Kernkraftwerk (Biblis B) Ende der 1970er Jahre erstellt. Seit einigen Jahren wird diese Methode in Deutschland relevanter und seit 1996 sind solche Analysen Bestandteil der Sicherheitsüberprüfungen für alle Kernkraftwerke, die seit 2002 auch vom Gesetzgeber verbindlich vorgeschrieben sind.

Die PSA ist eine Analyse, die für die Auslegung und den Betrieb eines Kernkraftwerks verwendet wird, um jede mögliche Situation zu analysieren, besonders die Abfolge der Ereignisse, die ein Risiko für die Sicherheit der Anlage, der Bevölkerung bzw. der Umgebung darstellen können.

Die Analyse erfolgt mit Hilfe einer logischen und systematischen Vorgehensweise, die auf realistischen Bewertungen der Leistungsfähigkeit der Systeme, Komponenten und des Betriebspersonals als Grundlage für die Berechnungen basiert.

Die PSA kann unterschiedliche Analyseumfänge haben. Im Bereich der Kernkraftwerke werden drei Stufen unterschieden /Leitfaden 2005/:

- Stufe 1: Ereignisabläufe, die zur Gefährdung der Brennelementkühlung führen können, werden ermittelt und quantifiziert.
- Stufe 2: Ausgehend von den Kernschadenzuständen werden die möglichen weiteren Ereignisabläufe mit Kernschmelzen bis zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Anlagenumgebung analysiert.
- Stufe 3: Untersuchung des Transports von radioaktiven Stoffen in der Umgebung der Anlage sowie die daraus folgenden Schäden und ihre zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten.

Die PSA ist bis einschließlich der Stufe 2 mit Methoden des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Verwendung von realen Anlagendaten durchzuführen. Es besteht Einvernehmen zwischen den atomrechtlichen Aufsichtsbehörden und den Betreibern der

Kernkraftwerke in Deutschland, dass im Zusammenhang mit der Stufe 1 der PSA auch eine Stufe 2 der PSA durchgeführt wird, aber damit keine rechtliche Einordnung verbunden ist /Leitfaden 2005/.

Im Rahmen der Stufe 1 einer PSA werden Ereignisabläufe ermittelt und quantifiziert, die ausgehend von einem Spektrum auslösender Ereignisse nicht mehr auslegungsgemäß beherrscht werden oder zu Kernschäden führen können. Die Häufigkeiten der Gefährdungszustände und der Kernschadenzustände sind explizit auszuweisen. Die Zuverlässigkeit sicherheitstechnisch relevanter Systeme eines Kernkraftwerkes im Hinblick auf das Spektrum der zu betrachtenden Anforderungsfälle zu quantifizieren. Alle wichtigen Informationen bezüglich Anlagenauslegung, Betriebsweisen, Betriebserfahrungen, Komponenten- und Systemzuverlässigkeit sowie menschliches Handeln werden zu einer Gesamtbetrachtung der systemtechnischen Einrichtungen der Anlagen zusammengeführt.

Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen zusammen mit Importanz-, Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen sind durchzuführen, Wirksamkeitsbedingungen sind abhängig von den Ereignisabläufen zu ermitteln, die Anlagentechnik sowie die Betriebsweisen der Systems einschließlich der Personalhandlungen sind zu modellieren und funktionale Abhängigkeiten zwischen Systemfunktionen, „Gemeinsam Verursachte Ausfälle (GVA)“ sowie Personalhandlungen sind zu berücksichtigen.

Die Endzustände der Ereignisablaufpfade sind einschließlich Eintrittshäufigkeiten und Ergebnisse der Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen auszuweisen.

Die Ergebnisse werden durch quantitative probabilistische Werte dargestellt und Unsicherheiten werden ausgewiesen und soweit wie möglich quantifiziert.

Die Analysen der PSA Stufe 1 enden mit dem Erreichen von Gefährdungszuständen (Kernschadenzuständen für die Kernkraftwerke). Diese Gefährdungszustände sind Basis für die Analysen, die im Rahmen der PSA Stufe 2 durchgeführt werden.

Der Schwerpunkt der Analysen im Rahmen der PSA Stufe 2 liegt auf der möglichen Entwicklung von Kernschadenzuständen zu verschiedenen Unfallabläufe, die zu Freisetzung von radioaktivem Material führen können. Hierzu werden Ereignisbaumanalysen durchgeführt und durch Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen ergänzt. Die Endzustände der Unfallablaufanalysen werden in Freisetzungskategorien zusammengefasst, damit der Einfluss der Ereignisse bewertet werden kann und die ergebnisbestimmenden Unfallabläufe ermittelt werden können /DBETEC 2016a/.

3.1 Probabilistische Sicherheitsanalysen

3.1.1 Basis für eine PSA

Eine PSA stellt einen Anlagenzustand zu einem festgelegten Zeitpunkt dar. Entsprechend haben Anlagenänderungen Einfluss auf die Ergebnisse der PSA. Daher ist es wichtig, die

allgemeinen Prinzipien für Informationsbereitstellung und Qualitätsmanagement vor der Durchführung einer PSA der Stufe 1 bzw. Stufe 2 festzulegen.

Um eine erfolgreiche PSA durchzuführen, sind detaillierte und relevante Informationen bezüglich des Aufbaus, der Funktionen und Wirksamkeiten der betrachteten Komponenten und Systeme notwendig.

Diese Informationen enthalten Systembeschreibungen, Schaltpläne, Betriebs-, Prüf- und Notfallhandbücher sowie die Dokumentation der Analysen zu Störfällen, die der Auslegung der sicherheitstechnischen Einrichtungen der Anlage zugrunde liegen. Als weitere Informationsquellen für die Durchführung der PSA sind die Betriebserfahrungen und ergänzende Informationen aus Anlagenbegehungen zu verwenden /BfS 2005/

3.1.2 PSA Methoden

Die probabilistischen Methoden, die bei der Durchführung der PSA der Stufe 1 eingesetzt werden, sind:

- Ereignisablaufanalysen,
- Fehlerbaumanalysen und
- Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen.

3.1.2.1 Ereignisablaufanalysen

Die probabilistische Ereignisbaumanalyse behandelt die Ereignisse vom Beginn bis zu den Anlagenschadenzuständen. Dabei werden die möglichen Variationen im Unfallablauf erfasst.

Die Ereignisablaufanalyse /DIN 25 419/ geht von einem Ereignis aus, welches das System beeinflussen kann, und untersucht die möglichen Folgen. Dabei sind auch Personalhandlungen zu berücksichtigen.

Das Anfangsereignis (z. B. Komponentenausfall, Fehlbedienung) mit seiner Wirkung auf das technische System wird dargestellt, ebenso wie die Reaktion des Systems auf das Anfangsereignis. Die Darstellung erfolgt graphisch in Form eines Ereignisablaufdiagramms (Ereignisbaum). Wesentliche Ergebnisse sind die Endzustände und deren Häufigkeiten. Insbesondere sollen ergebnisbestimmende Störfallsequenzen und die dominierenden Ausfälle von Systemfunktionen identifiziert werden. Die Endzustände sind dazu in geeigneter Weise in Kategorien einzuteilen, die den zeitlichen Abläufen und möglichen Auswirkungen auf die Anlage Rechnung tragen /Leitfaden 2005/.

Für die Durchführung von Ereignisablaufanalysen ist eine Liste auslösender Ereignisse zu erstellen. Bei der Festlegung der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse wird ange-

strebt, sämtliche Ereignisse zu erfassen, die einen relevanten Einfluss auf die zu berechnenden Häufigkeiten von Gefährdungszuständen haben können.

3.1.2.2 Fehlerbaumanalysen

Die Fehlerbaumanalyse /DIN 25 424/ ist eine systematische Methode, die zur Abbildung des Systems und zur Qualifizierung der Systemzuverlässigkeit sowie zur Ermittlung der Abhängigkeiten zwischen dem Ausfall eines Systems und dem Ausfall seiner Komponenten dient und zur Berechnung der Wahrscheinlichkeit des Ausfalls des Systems zu berechnen. Die möglichen Ausfälle der Sicherheitsfunktionen werden mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse untersucht.

In Form einer Baumstruktur (graphische Darstellung logischer Zusammenhänge) wird das System abgebildet und angegeben, welche untergeordneten Ereignisse auftreten müssen, damit das jeweilige übergeordnete Ereignis eintritt.

Die Entwicklung des Fehlerbaums setzt die Festlegung eines unerwünschten Ereignisses voraus, im vorliegenden Zusammenhang den Ausfall der Systemfunktion. Das Aufstellen des Fehlerbaums beginnt mit dem unerwünschten Ereignis als TOP-Ereignis des Fehlerbaums. Dieses Ereignis wird durch logische Verknüpfungen auf Unterereignisse (bis zur Ebene der Basisereignisse) zurückgeführt. Die Fehlerbaumentwicklung führt damit das für das gesamte System definierte unerwünschte Ereignis durch logische Verknüpfungen auf alle die Ereignisse zurück, die auf der Komponentenebene auftreten können und deren Eintreten durch Daten beschreibbar ist, die in der Regel in statistisch gesicherter Form vorliegen /BfS 2005/.

Bei der Auswertung eines Fehlerbaumes sind die Schnittmengen von Interesse. Eine Schnittmenge ist eine Gruppe von gleichzeitig auftretenden Basis-Ereignissen, die den Eintritt des TOP-Ereignisses bewirkt. Die Schnittmengen können auch zur Berechnung der Wahrscheinlichkeit (oder Häufigkeit) des TOP-Ereignisses herangezogen werden, weil eine Minimalschnittmenge eine Minimalkombination von gleichzeitig auftretenden Basis-Ereignissen ist, die den Eintritt des TOP-Ereignisses bewirkt.

Grundsätzlich werden in einer PSA anlagenspezifische Zuverlässigkeitskenngrößen verwendet, die aus den Betriebsunterlagen der Anlagen ermittelt werden, um die Gegebenheiten der Anlagen möglichst realistisch zu erfassen. Falls keine anlagenspezifische Datenbasis zur Verfügung steht, können auch generische Daten verwendet werden, aber dann ist ihre Anwendbarkeit unter Berücksichtigung anlagenspezifischer Gegebenheiten zu prüfen /BfS 2005/.

3.1.2.3 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen

Die Häufigkeiten auslösender Ereignisse und die Zuverlässigkeit für die Systemkomponenten und die Personalhandlungen werden in der PSA durch Wahrscheinlichkeitsverteilungen beschrieben, aus denen sich der Erwartungswert berechnen lässt und die darüber hinaus

Informationen über die Abweichungen dieser Größen vom Erwartungswert beinhalten, so dass die Unsicherheiten zu den Erwartungswerten von Gefährdungszuständen quantifiziert werden können (Unsicherheitsanalyse) /Leitfaden 2005/.

Mit der Sensitivitätsanalyse ist zu ermitteln, welche der in der Unsicherheitsanalyse berücksichtigten unsicheren Eingabedaten in besonders hohem Maße zur Ergebnisunsicherheit beitragen /Leitfaden 2005/.

3.1.3 Einwirkungen von innen (EVI)

3.1.3.1 Brand

Die probabilistischen Analysen anlageninterner Brände im Rahmen der PSA der Kernkraftwerke liefern einen Modellansatz, der Brandereignisse mit dem Auftreten von Kernschäden verknüpft. Die Durchführung einer probabilistischen Brandanalyse umfasst daher die folgenden Arbeitsschritte /BfS 2005/:

- Auswahl relevanter Raumbereiche,
- Durchführung von brandspezifischen Detailanalysen für diese Raumbereiche und
- Einbindung der brandspezifischen Ergebnisse in die PSA.

Für die nach den Auswahlverfahren /DBETEC 2016b/ ermittelten relevanten Brandbereiche erfolgt die detaillierte quantitative Analyse mit Hilfe der Ereignisbaummethode. Dabei werden die Aspekte „Brandentstehung“, „Ventilationsbedingungen“, „Brandmeldung“, „Brandbekämpfung“ sowie „Brandausbreitung“ betrachtet. Jeder dieser Aspekte steht für mindestens einen Verzweigungspunkt im Ereignisbaum /BfS 2005/.

Der Ereignisbaum startet mit dem brandauslösenden Ereignis (und seiner Eintrittshäufigkeit). Der Brand entwickelt sich in Abhängigkeit von der Verfügbarkeit der Brandschutzeinrichtungen zu einem Vollbrand oder wird gelöscht. Jeder Zweig des Ereignisbaums stellt einen Versagenspfad dar, der zu einem bestimmten Brandschadenzustand führt.

3.1.3.2 Sonstige EVI

Weitere für ein Kernkraftwerk zu berücksichtigende EVI, wie z. B. Differenzdrücke, Strahlen- und Reaktionskräfte, anlageninterne Überflutung infolge Bruch oder Leck druckführender Komponenten sind für eine Schachtförderanlage irrelevant. Der EVI-Lastabsturz wird in /DBE TEC 2016a/ Kapitel 3 "Vorgehensweise bei der PSA 1994 zur Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast" abgehandelt.

3.1.4 Einwirkungen von außen (EVA)

3.1.4.1 Flugzeugabsturz

Bei den deutschen Kernkraftwerken ist in Bezug auf das Ereignis „Flugzeugabsturz“ ein unterschiedlicher Auslegungsstand gegeben. Für die Bemessung von Treffern von abstürzenden Flugzeugen und Wrackteilen auf zu schützende Gebäude wurden unterschiedliche Lastnahmen zugrunde gelegt. Einige Anlagen sind formell nicht gegen Abstürze militärischer Kampfflugzeuge ausgelegt worden. Die Auswirkungen derartiger Treffer bei nicht geschützten Gebäuden sind abhängig von der Gebäude- und Systemanordnung des jeweiligen Kernkraftwerks /BfS 2005/. Selbst Anlagen ohne formelle Auslegung sind mit den baulichen Strukturen ihrer Reaktorgebäude gut gegen absturzbedingte Lasten geschützt. Alle Betreiber haben hier neuere Untersuchungen erstellen lassen. Diese Untersuchungen zeigen, dass eine Beherrschung von gezielten Abstürzen größerer Verkehrsflugzeuge möglich ist.

3.1.4.2 Explosionsdruckwelle

Durch den Bau von kerntechnischen Anlagen in der Nähe von Industrieanlagen und Transportwegen ergibt sich die Frage der Gefährdung der kerntechnischen Anlagen durch die Freisetzung entzündbarer Gase, die zu Explosionen oder Detonationen führen können. Die mechanische Beeinflussung der Gebäude und Einrichtungen durch mögliche Druckwellen nach Explosionen bzw. Detonationen können zu auslösenden Ereignissen führen, die zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen beitragen /BfS 2005/.

3.1.4.3 Hochwasser

In Anlagen existiert grundsätzlich das Risiko, dass Wasser von außerhalb des Anlagengeländes auf das Anlagengelände und in die Gebäude eindringt. In diesem Fall könnte es zum Ausfall von Sicherheitsfunktionen kommen, so dass eine potentielle Gefährdung der Anlagensicherheit gegeben ist.

Die probabilistische Hochwasser-Sicherheitsanalyse gliedert sich in drei größere Teilschritte /BfS 2005/:

- Die Gefährdungsanalyse des Standortes: Nachweis, dass das Bemessungshochwasser der betrachteten Anlage mit einer Überschreitungswahrscheinlichkeit von $\leq 10^{-4}$ /a anzunehmen ist.
- Nachweis, dass ausgehend von einem angenommenen Wasserstand an der Anlage, die Nichtverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen zur elektrischen Energieversorgung und zur Nachwärmeabfuhr über einen Zeitraum von fünf Tagen für Flussstandorte und einen Tag für Tidestandorte deutlich kleiner als 10^{-2} anzunehmen ist.
- Ermittlung und Quantifizierung der Ereignisabläufe.

3.1.4.4 Erdbeben

In den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke sind Schutzmaßnahmen vorgegeben, die bei der Ausführung kerntechnischer Anlagen einzuhalten sind. Zur Bemessung ist nach /KTA 2201/ die für den Standort größte Erdbeben-Intensität anzunehmen, die unter Berücksichtigung einer größeren Umgebung nach wissenschaftlichen Erkenntnissen auftreten kann /BfS 2005/.

Die Methode für eine probabilistische Erdbeben-Sicherheitsanalyse gliedert sich in die folgenden drei größeren Teilschritte:

- Ermittlung der standortspezifischen Erdbebenhäufigkeiten zur Durchführung einer Erdbebengefährdungsanalyse des Standortes.
- Durchführung einer Versagensanalyse für Gebäudestrukturen, Komponenten und Systeme durch Ermittlung der Nachweismargen und der Wahrscheinlichkeit, dass sie erdbebenbedingt versagen.
- Erstellung der Ereignisbäume für die erdbebeninduzierten auslösenden Ereignisse und die Berechnung der Eintrittshäufigkeit von Gefährdungszuständen.

Im Rahmen der Analysen werden durch die Ereignisablaufanalysen die erdbebenbedingten Ausfälle von Komponenten oder Strukturen berücksichtigt, die direkt zu Ereignissen führen, für die die Anlage nicht ausgelegt ist und die mit den vorhandenen Sicherheitsfunktionen nicht mehr beherrscht werden können. Außerdem werden Ereignisse berücksichtigt, die mit den vorhandenen Sicherheitsfunktionen beherrscht werden können und mittels eines Ereignisbaums zu analysieren sind.

Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen, die sich aus den durch Ereignisablaufanalysen modellierten auslösenden Ereignissen ergeben, wird durch die Quantifizierung der Ereignisbäume und Fehlerbäume berechnet.

3.1.4.5 Sonstige EVA

Weitere für Kernkraftwerke zu berücksichtigende EVAs, wie z. B. Giftgaswolke, externer Brand, extreme Wettersituationen und biologische Phänomene, müssen standortspezifisch geprüft werden, ob Hinweise dafür vorliegen, dass oben genannte EVA-Ereignisse die Anlage in besonderer Weise tangieren /BfS 2005/.

3.1.5 Ergebnisdarstellung

Bei der Darstellung der Ergebnisse sind die untersuchten auslösenden Ereignisse mit ihren Häufigkeiten (durch ihre Erwartungswerte) und die Ergebnisse der Abschätzungen sowie die verwendeten Kriterien anzugeben. Die Häufigkeiten von Gefährdungszuständen sind insgesamt sowie getrennt für jedes der untersuchten auslösenden Ereignisse darzustellen.

Die Darstellung der Ergebnisunsicherheiten der Zuverlässigkeitsanalyse soll die Ergebnisse für die auslösenden Ereignisse und Gefährdungszustände enthalten. Bei der Ergebnisdarstellung sind die Kenngrößen, jeweils mit Angabe der 5%-, 50%- und 95%-Fraktilen und der Erwartungswerte, auszuweisen.

3.1.6 Fortentwicklung der PSA

Die GRS hat ein „Vier-Säulen Konzept“ für Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur PSA erarbeitet. Das Konzept sieht vor, die in Deutschland verfügbaren PSA-Methoden entsprechend dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik weiterzuentwickeln (Säule I), Defizite bei PSA-Methoden durch Neuentwicklungen abzubauen (Säule II), die Werkzeuge für eine effiziente Durchführung von PSA bis zur Stufe 2 zu verbessern (Säule III) sowie neue und weiterentwickelte Methoden und Werkzeuge anhand einer „Referenz-PSA“ zu erproben (Säule IV). Diese Arbeiten sollen die Belastbarkeit von PSA-Ergebnissen absichern sowie die Aussagesicherheit der PSA weiter erhöhen und die Rolle der PSA als Instrument der Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken festigen /GRS 2010/.

Im Rahmen des Berichts /GRS 2010/ wurden für die folgenden Themenbereiche Methoden und Werkzeuge weiterentwickelt und für die Anwendung in zukünftigen PSA erprobt:

- Methoden zur Bewertung digitaler Leittechnik
- Berücksichtigung wissensbasierter Personalhandlungen und organisatorischer Einflüsse
- Methodische Ansätze zur Berücksichtigung auslösender Ereignisse und Einwirkungen von innen und außen in der PSA
- Berücksichtigung von Unsicherheiten und Ausschluss von Fehlerquellen in der PSA
- Methodenweiterentwicklung für Unfallszenarien

3.2 Vorgehensweise bei der PSA 1994 zur Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast

In der PSA /DBE 1994a/ zur Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast wurde die Möglichkeit untersucht, ob Schäden für die Bevölkerung oder die Umgebung aus dem Schachtransport mit der Schwerlastförderanlage und dem Aufschieben und Abziehen des mit einem Endlagergebäude beladenen Plateauwagens aus dem Förderkorb entstehen können. Dabei wurden die Eintrittshäufigkeiten von sicherheitsrelevanten Ereignissen bei sämtlichen Vorgängen in der Schachtförderanlage quantitativ bestimmt.

Ziel der Analyse war die Ermittlung von Eintrittshäufigkeiten von Ereignissen, die zu erhöhten radiologischen Belastungen des Betriebspersonals oder der Umgebung führen können. Solche Ereignisse sind mittelbar oder unmittelbar auf das Versagen technischer Komponenten oder auf menschliche Fehlhandlungen zurückzuführen. Dementsprechend wurden 2 Kategorien Ereignisse definiert, die zur Folge haben können:

- Erhöhte Strahlenbelastung für das Betriebspersonal bei der Behebung von Betriebsstörungen oder

- Freisetzung von radioaktivem Material in die Umgebung.

3.2.1 Betriebsvorgänge

Beim Betrieb der Schachtförderanlage wurden drei Hauptvorgänge berücksichtigt:

- Beschickung des Förderkorbes,
- Schachttransport nach unter Tage und
- Abziehvorgang unter Tage.

Diese drei Hauptvorgänge wurden wegen ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung in mehrere Funktionsschritte unterteilt /DBETEC 2016b/.

3.2.2 Sicherheitsrelevante Szenarienauswahl

Nach der Bestimmung der in der PSA zu betrachtenden Systeme wurden die möglichen Ereignisabläufe untersucht. Dabei wurde überprüft, ob sie relevante Auswirkungen, d. h. erhöhte Strahlenbelastung oder Freisetzung von radioaktivem Material, zur Folge haben können.

3.2.2.1 Szenarien für erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals beim Schachttransport

Als Voraussetzung für eine erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals wurde eine erzwungene Aufenthaltsdauer durch Betriebsstörungen in einem Umkreis von ca. 5 m Entfernung zu dem entsprechenden Endlagergebäude bzw. Abschirmbehälter definiert. Daher waren nur solche Ereignisse zu betrachten, bei denen Personal gezwungen war, ausgefallene Anlagenteile bzw. defekte Komponenten in der Nähe von Endlagergebäuden zu reparieren.

Um zu einer systematischen Erfassung aller möglichen Ereignisszenarien zu kommen, wurden für alle Phasen im bestimmungsgemäßen Betrieb die möglichen sicherheitsrelevanten Ereignisabläufe untersucht.

Die Hantierungsvorgänge finden in den folgenden Betriebsbereichen statt:

- Schachthalle,
- Förderschacht und
- Füllort.

3.2.2.2 Szenarien für die Freisetzung von radioaktivem Material beim Schachttransport

Als Voraussetzung für eine Freisetzung von radioaktivem Material aus einem Endlagergebäude wurde eine nachhaltige Beschädigung eines solchen Behälters angenommen. Darunter kann ein Riss des Behälter- oder Gebindemantels, Behälterdeckels bzw. Deckelsystems mit teilweiseem Verlust der Dichtfunktion eines Deckelsystems verstanden werden. Dieses kann durch den Absturz eines Endlagerbehälters geschehen, dessen Aufprall auf eine unnachgiebige Unterlage mit einer genügend hohen kinetischen Energie erfolgt.

Die erforderliche kinetische Energie kann bei den Endlagergebäuden nur beim freien Fall eines Endlagergebäudes oder Transportbehälters über größere Fallhöhen oder durch den Absturz einer Last mit großer Masse auf die freiliegende Oberfläche des Endlagergebäudes entstehen. Offensichtlich sind solche Szenarien nur beim vertikalen Schachttransport bei schwerwiegendem Versagen von maschinentechnischen Einrichtungen denkbar. Dabei sind die zu berücksichtigten Fallhöhen erheblich.

Die folgenden Szenarien wurden als relevant identifiziert und quantitativ ausgewertet:

Das erste Szenario beschränkt sich auf den Absturz des mit Abfallgebänden beladenen Förderkorbes infolge des Versagens mehrerer Oberseile oder infolge eines Wellenbruchs an der Treibscheibe. Es wurde konservativ angenommen, dass das gleichzeitige Versagen von 6 (von 8) Oberseilen, deren Einzelkomponenten wie Seilzwischenbeschirre oder Passstückversteckvorrichtungen zum Absturz des Förderkorbes führt.

Im zweiten Fall wurde außer dem Wellenbruch auch das Versagen der Förderturmkonstruktion angenommen, so dass der Förderkorb mit Abfallgebänden, Treibscheibe und Oberseilen zusammen in den Schacht stürzt. Alternativ wird unterstellt, dass die Gegengewichtsstruktur bricht, d. h. einer der Stützwangenträger versagt und der Gegengewichtsboden abreißt. In einer weiteren Alternative wird der Abriss einer Stahlspurlatte und der nachfolgende Sturz in den Schacht betrachtet. Bei diesen Alternativen ist zu betonen, dass es sich um nicht geführte schwere Lasten handelt. Ein freier ungestörter Fall der schweren Lasten ist im Schacht sehr unwahrscheinlich. Andere schwere Lasten, wie Gegengewicht oder Hilfsfahrkorb, können nicht auf den beladenen Förderkorb stürzen, da sie durch Spurlatten oder Führungsschienen parallel zum Förderkorb geführt werden.

Im dritten quantitativ ausgewerteten Szenario wurde der Absturz des mit einem Abfallgebänden beladenen Plateauwagens in den Förderschacht auf den dort befindlichen beladenen oder leeren Förderkorb betrachtet. In diesem Szenario werden mehrere sicherheitstechnische Verriegelungen als unverfügbar und ein nicht bestimmungsgemäßes Verfahren des beladenen Plateauwagens angenommen. Dabei müssen drei wesentliche Bedingungen aufgrund nicht bestimmungsgemäßer Freigabe erfüllt werden:

- Schleusentor 2 müsste geöffnet werden,
- Schachtsperre 2 müsste geöffnet werden und
- Hubtor 2 müsste entriegelt und geöffnet werden.

Diese drei Bedingungen können nur durch gleichzeitiges Aufheben einer Vielzahl von Verriegelungen, welche ein solches Szenario verhindern sollen, erfüllt würden. Dazu ist es notwendig, dass mehrere, in einer kausalen Folge eintreffende, Fehlsignale auftreten.

Ein weiteres Szenario ist das Übertreiben des beladenen Förderkorbes nach oben bzw. nach unten. Beim schweren Übertreiben nach oben wird die kinetische Energie erstens durch die SELDA-Anlage umgewandelt und zweitens wird der Fördermaschinenantrieb durch die thermische Überlastsicherung der Antriebsmaschinen abgeschaltet. Das Überfahren nach oben mit voller Fördergeschwindigkeit setzt voraus, dass die Förderantriebssteuerung auf die Teufenschalterimpulse nicht anspricht und die Fahrbremsen versagen. Konservativ wird die SELDA-Bremsanlage nicht berücksichtigt.

Beim schweren Übertreiben nach unten mit Fördergeschwindigkeit wird die kinetische Energie des beladenen Förderkorbes mittels der SELDA-Bremsanlage durch eine kontrollierte Verformung von Stahlbändern umgewandelt. Hier wird auch konservativ die SELDA-Bremsanlage nicht berücksichtigt. Mögliche Ursachen eines schweren Übertreibens nach unten sind wiederum ein Defekt an Bremsen und Antriebssteuerung bzw. ein Seilrutsch.

3.2.3 Methoden

Zur qualitativen und quantitativen Ermittlung der Randbedingungen und der Eintrittshäufigkeiten der Ereignisse „Erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ und „Freisetzung von radioaktivem Material“ wurde die Fehlerbaummethode angewendet.

Es wurden, ausgehend von den Systemausfallzuständen, welche den TOP-Ereignissen der zuvor beschriebenen Ereignisszenarien entsprechen, deduktiv die hierzu notwendigen Bedingungen mit Hilfe logischer „UND“- bzw. „ODER“-Verknüpfungen in Form eines binären Baumes bis zu den als „Basisereignissen“ bezeichneten Komponenten- bzw. Bauteilausfällen zurückverfolgt.

Die TOP-Ereignisse hatten als gemeinsame Konsequenzen die Störfallauswirkungen „Erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ oder „Freisetzung von radioaktivem Material“.

Aus der qualitativen Auswertung der Fehlerbäume ergeben sich die sogenannten Minimal-Schnittmengen. Dies sind die Schnittmengen jener minimal erforderlichen Kombinationen von Basisereignissen, die notwendig und hinreichend für den Eintritt des jeweiligen TOP-Ereignisses waren.

Durch Zuordnung von Zuverlässigkeitsdaten zu den Basisereignissen wurde anschließend eine quantitative Auswertung ermöglicht, die die Eintrittshäufigkeit der TOP-Ereignisse lieferte.

3.2.3.1 Gesamtfehlerbaum FB E: Erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals

Als TOP-Ereignis dieses Gesamtfehlerbaumes wurde „Erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ definiert. Dieses TOP-Ereignis lässt sich auf drei mögliche Ereignisse zurückführen, die wiederum jeweils aus mehreren Ereignisabläufen entwickelt werden. Die Ereignisläufe werden durch Fehlerbäume beschrieben.

- Beladener Plateauwagen fällt wegen Defekt aus (P),
- Plateauwagen blockiert beim Aufschiebevorgang über Tage (E1) und
- Plateauwagen blockiert beim Abziehvorgang unter Tage (E2).

Der Gesamtfehlerbaum FB E setzt sich danach aus 8 Teilfehlerbäumen zusammen, die insgesamt zu einem phasenunabhängigen und zwei phasenabhängigen Ereignissen führen können. Diese Teilfehlerbäume sind:

- Beladener Plateauwagen fällt wegen Defekt aus (FB E-P),
- Plateauwagen blockiert beim Aufschiebevorgang – Aufschieberkupplung öffnet nicht (FB E-A),
- Plateauwagen blockiert im Bereich von Schleusentor 2 (FB E-AB),
- Plateauwagen blockiert vor dem Hubtor 2 (FB E-L),
- Plateauwagen blockiert im Bereich von Hubtor 2 (FB E-M),
- Plateauwagen beim Entladen blockiert im Förderkorb (FB E-R),
- Plateauwagen blockiert im Bereich von Hubtor 3 bzw. 4 (FB E-S) und
- Plateauwagen blockiert beim Abziehvorgang – Abzieherkupplung öffnet nicht (FB E-W).

Dabei gehören die FB E-A bis FB E-M zur übertägigen Beschickung (E1) und die FB E-R bis FB E-W zum untertägigen Abziehvorgang (E2). Zusätzlich existiert in mehreren dieser Fehlerbäume ein gemeinsamer Unterfehlerbaum, der den Ausfall der Hydraulikversorgung der übertägigen bzw. untertägigen Einrichtungen (E HO) enthält.

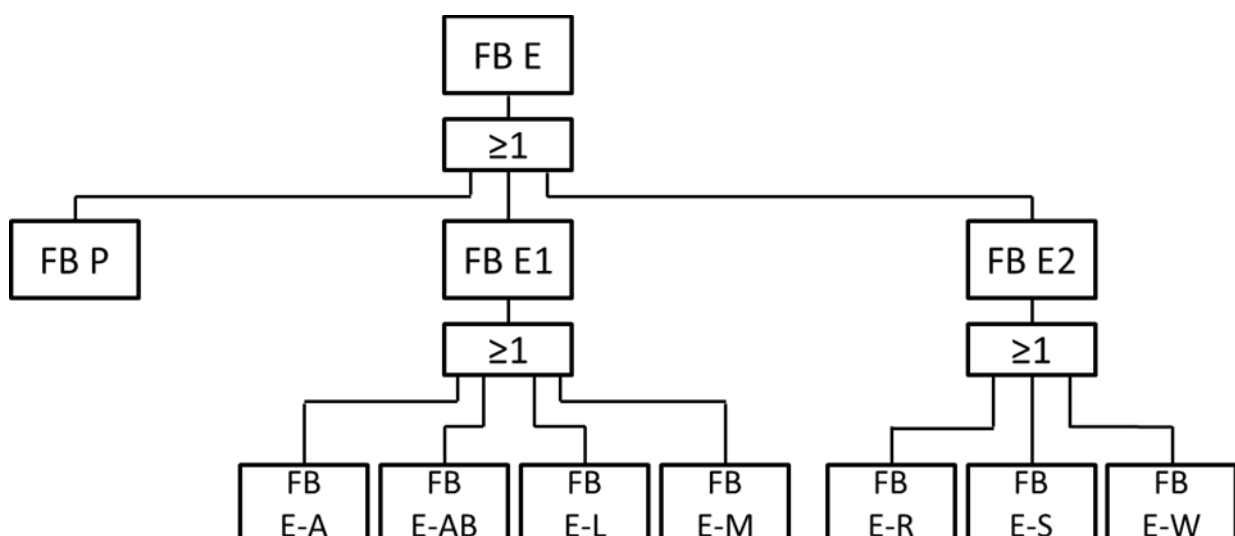


Abbildung 3-1: Hierarchisches Schema des Gesamtfehlerbaums E

3.2.3.2 Fehlerbäume FB F, FB X, FB Z, FB FA: Freisetzung von radioaktivem Material

Die TOP-Ereignisse der vier Fehlerbäume, welche die mögliche Freisetzung von radioaktivem Material beschreiben, sind:

- Freisetzung von radioaktivem Material infolge Absturzes des beladenen Förderkorbes in den Schacht (FB F),
- Schwere Last stürzt auf Plateauwagen mit Abfallgebinde (FB X),
- Absturz Plateauwagen mit Abfallgebinde in den Schacht (FB Z) und
- Szenarien zum schweren Übertreiben des mit einem Abfallgebinde beladenen Förderkorbes (FB FA).

3.2.3.3 Vorgehensweise zur Quantifizierung

Aus einer Auswertung der Fehlerbäume folgten die minimalen Schnittmengen. Dies sind solche minimalen Kombinationen von Basisereignissen, welche notwendig und hinreichend für den Eintritt des jeweiligen TOP-Ereignisses sind. Für eine quantitative Auswertung, d. h. eine Berechnung der Eintrittshäufigkeiten werden Zuverlässigkeitsdaten für die in den Fehlerbäumen definierten Basisereignisse benötigt /DBETEC 2016b/.

3.2.3.4 Quantitative Auswertung der Fehlerbäume

Eine quantitative Auswertung der Fehlerbäume lieferte die Eintrittshäufigkeiten der TOP-Ereignisse der in der PSA untersuchten Fehlerbäume.

Die Ergebnisse der Auswertung der Fehlerbäume wurden hinsichtlich der Ereignisauswirkungen „Erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ und „Freisetzung von radioaktivem Material“ zusammengestellt. Dabei bezogen sich die ermittelten Eintrittshäufigkeiten auf eine Betriebszeit von 5000 Stunden pro Jahr (entsprechend 10000 Transportvorgängen mit einer mittleren Transportdauer von 30 Minuten).

Ermittelt wurden die asymptotischen Eintrittshäufigkeiten für ein Jahr (5000 Std.) Betriebszeit als Erwartungswerte sowie als 5%-, 50%- und 95%-Fraktilen unter Berücksichtigung der Unsicherheiten des Ausfallraten (s. Tabelle 3-1 und Tabelle 3-2).

Tabelle 3-1: Ergebnisse der quantitativen Auswertung für den FB E

FB TOP	TOP-Bezeichnung	Eintrittshäufigkeit / Jahr (5000 Stunden)			
		Erwartungswert	Fraktilen		
			5%	50%	95%
E	Erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals	5,2E+0	3,3E+0	5,0E+0	8,3E+0

Tabelle 3-2: Ergebnisse der quantitativen Auswertung der Fehlerbäume mit zur Freisetzung von radioaktivem Material führenden Szenarien

FB TOP	TOP-Bezeichnung	Eintrittshäufigkeit / Jahr (5000 Stunden)			
		Erwartungswert	Fraktilen		
			5%	50%	95%
F	Freisetzung von radioaktivem Material durch Absturz des Förderkorbs im Schacht	5,0E-7	6,2E-8	3,2E-7	1,7E-6
X	Absturz schwerer Last auf Plateauwagen mit Abfallgebände	5,3E-7	7,4E-8	3,3E-7	1,5E-6
Z	Absturz Plateauwagen mit Abfallgebände in den Förderschacht	1,3E-11	1,6E-13	2,8E-12	5,9E-11
FA	Schweres Übertreiben des beladenen Förderkorbs	3,0E-7	2,6E-8	1,6E-7	9,5E-7
	Summe Ereignisse	1,33E-6			

3.2.4 Übergreifende anlageninterne und -externe Ereignisse

Übergreifende Ereignisse wie Brand, Erdbeben und Flugzeugabsturz wurden auch berücksichtigt. Dabei wurde zwischen anlageninternen Einwirkungen (Brand, Eintrittshäufigkeit $1 \cdot 10^{-6}/a$) und äußeren Einwirkungen (Erdbeben – ausgelegt gegen Erdbebenauswirkungen – und Flugzeugabsturz, Eintrittshäufigkeit $1 \cdot 10^{-8}/a$) unterschieden /DBETEC 2016b/.

4 Übertragbarkeit der Methoden zur PSA für Kernkraftwerke auf Schachtförderanlagen

Die Sicherheit eines Endlagers für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle und ausgediente Brennelemente in Deutschland muss bewertet werden. Dafür stehen bereits verschiedene Methoden zur Verfügung. Unter Berücksichtigung nationaler wie internationaler Erfahrungen mit der Anwendung probabilistischer Bewertungsmethoden (wie PSA) für Kernkraftwerke sowie den daraus resultierenden Erkenntnissen für die sicherheitstechnische Bewertung des Kernkraftwerkbetriebs erscheint es sinnvoll, dieses Know-how hinsichtlich der PSA auch auf andere Anlagen des Brennstoffkreislaufs zu übertragen.

Gemäß /RS-Handbuch 3-74.3/ können probabilistische Analysen für einen unterschiedlich großen Umfang auslösender Ereignisse (anlageninterne und -externe), für unterschiedliche Betriebszustände wie Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb und mit unterschiedlichen Risikomaßnahmen (Stufen 1 bis 3) durchgeführt werden. Die PSA dient dazu, eventuell bestehende Schwachstellen einer Anlage qualitativ und quantitativ festzustellen und die Ausgewogenheit des sicherheitstechnischen Anlagenkonzepts zu beurteilen. Die Häufigkeit von Störungen und Störfällen infolge anlageninterner wie -externer Ursachen und unter Berücksichtigung möglicher Ausfälle und Fehler der nach deterministischen Kriterien ausgelegten Sicherheitseinrichtungen sowie fehlerhafte Personalhandlungen können zu nicht auslegungsgemäß beherrschbaren Anlagenzuständen führen. Die PSA bietet heute ein wichtiges Instrument zur sicherheitsbezogenen Entscheidungsfindung.

Eine umfassende PSA für Kernkraftwerke ist überaus komplex und deckt unterschiedliche Aspekte für die Bewertung der Sicherheit der Anlage ab. Für jeden dieser Aspekte steht eine Vielzahl von Methoden und Daten zur Verfügung. Für deutsche Kernkraftwerke finden sich diese Methoden und Daten in den Fachbänden des PSA-Leitfadens /BfS 2005/, /BfS 2005a/ und /BfS 2016/. Deswegen müssen die Eigenschaften (z. B. Auslegung, Prozesse etc.) der Schachtförderanlagen sorgfältig berücksichtigt werden, bevor die Übertragbarkeit der im Rahmen der PSA verwendeten Methoden von Fall zu Fall bewertet werden kann.

4.1 Randbedingungen für eine PSA

Dieses Kapitel analysiert die Randbedingungen für die Durchführung einer PSA. Diese allgemeinen Prinzipien treffen gleichermaßen auf die PSA der Stufe 1 und der Stufe 2 zu.

4.1.1 Anlagenspezifische Informationen

Der PSA ist der Anlagenzustand zu einem festgelegten Zeitpunkt zugrunde zu legen. Gemäß BfS 2005 sind zur Durchführung einer PSA detaillierte Informationen bezüglich Aufbau, Funktion und der Wirksamkeiten der zu berücksichtigenden Komponenten und Systeme einschließlich von Bedienungsmaßnahmen erforderlich. Zu den wesentlichen Informationen und Eingangsdaten als Basis einer PSA für Kernkraftwerke gehören neben der standort- und anlagenspezifischen Anlagendokumentation auch die anlagenbezogene sowie generische

Betriebserfahrung und die analyserelevanten Erkenntnisse aus Versuchen und der Forschung.

Systeme und Komponenten sind in deutschen Kernkraftwerken zu einem Großteil vergleichbar oder zumindest sehr ähnlich, was Auslegung, Betriebsweise, Prüfung und Instandhaltung betrifft. Deshalb war es für eine Vielzahl von Komponenten möglich, Daten aus deren Betriebserfahrung über Jahrzehnte zu sammeln und somit auch generische Daten über die Ausfallmechanismen und -häufigkeiten dieser Komponenten zu ermitteln, die im Rahmen der PSA der Stufe 1 für eine möglichst realistische Modellierung genutzt werden können. Diese Daten werden in den Modellen der PSA für Kernkraftwerke verwendet, so dass realistische Modellierungen und Ergebnisse möglich sind.

Dagegen sind nur wenige Systeme und Komponenten für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in Betrieb, aber man findet Schachtförderanlagen vor allem in anderen Bereichen, wie z. B. im Bergbau. Es erscheint also sinnvoll, die Zuverlässigkeitsdaten ähnlicher Komponenten in Schachtförderanlagen aus anderen Bereichen für die Analyse der Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast zu verwenden.

4.1.2 Organisation der Durchführung einer PSA

Die Durchführung einer PSA für Kernkraftwerke ist eine komplexe Aufgabe, welche die Einbindung verschiedener Fachbereiche erfordert. Auch wenn eine Schachtförderanlage eine deutlich weniger komplexe Anlage mit erheblich weniger Komponenten und Systemen als ein Kernkraftwerk ist und demnach die zu modellierenden Ereignisabläufe sehr viel weniger komplex sind, ist die Durchführung einer PSA für Schachtförderanlagen dennoch nicht einfach.

Die benötigten Experten für eine erfolgreiche PSA können gemäß /BfS 2005/ den folgenden Gruppen zugeordnet werden:

- *Systemanalysten*: Personen, die mit der für eine PSA der Stufe 1 erforderlichen Systemanalyse sowie der Auslegung der Schachtförderanlage und der Sicherheitssysteme (z. B. SELDA-System), den betrieblichen Aspekten und dem Anlagenaufbau vertraut sind.
- *Betriebspersonal und Betriebsanalysten*: Personen, die mit der Auslegung und dem Anlagenbetrieb vertraut sind. Dies schließt vertiefte Kenntnisse der in einem Betriebshandbuch auf Basis der Technischen Anforderungen an Schacht- und Schrägförderanlagen (TAS) TAS 2005/ zu beschreibenden Notfallprozeduren mit ein.
- *Spezialisten für Unfall-Phänomene*: Personen, die mit den Phänomenen beim Ablauf von Unfällen, Fragestellungen zu Unsicherheiten bei Unfällen, den ablaufbestimmenden physikalischen und chemischen Prozessen, den möglichen Strahlungsbelastungen und Freisetzungen von Radionukliden vertraut sind.
- *Spezialisten für Strukturmechanik und Strukturanalyse*: Personen, die mit der Auslegung der mechanischen und baulichen Strukturen (z. B. Förderturmkonstruktion, baulichen Strukturen des Förderkorbs, etc.) einer Schachtförderanlage, den Eigenschaften und den Versagensmodi vertraut sind.

- *PSA-Spezialisten*: Personen, die mit der Ereignisablaufanalyse /DIN 25419/, Fehlerbaumanalyse /DIN 25424/, Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse, statistischen Methoden, PSA-Rechenmodellen (also den entsprechenden PSA-Computercodes) vertraut sind.
- *Human Factor-Spezialisten*: Personen, die mit der Bewertung von Personalhandlungen und der menschlichen Zuverlässigkeit (HRA) vertraut sind und diese modellieren können.
- *EVA/EVI-Spezialisten*: Personen, die mit Gefährdungsanalysen und Bewertungen übergreifender Einwirkungen von innen (EVI) und außen (EVA) vertraut sind.

Die Einteilung der Experten in die o.g. Gruppen kann für eine PSA für Schachtförderanlagen übernommen werden. Die Beschreibung der Gruppen wurde schon an eine PSA für Schachtförderanlagen angepasst. Diese Gruppen sollten die Möglichkeit haben, bei Bedarf weitere Fachleute hinzuzuziehen.

4.2 PSA der Stufe 1

In diesem Kapitel werden die Hauptschritte, Anforderungen und Methoden einer PSA der Stufe 1 für Kernkraftwerke sowie ihre mögliche Übertragbarkeit auf eine Schachtförderanlage für schwere Lasten bis 175 t analysiert. Bei der Durchführung einer PSA der Stufe 1 für Kernkraftwerke werden Ereignisabläufe erstellt und quantifiziert, die zu Kern- oder Brennstabschäden führen können. Analyseergebnisse sind die Häufigkeiten solcher Kern- oder Brennstabschäden. Die dabei verwendeten Methoden einer PSA der Stufe 1 für Kernkraftwerke sind die Ereignisablaufanalyse und die Fehlerbaumanalyse.

Gemäß /BfS 2005/ sind im Rahmen dieser Ereignisablaufanalyse in Abhängigkeit vom auslösenden Ereignis und dem jeweils vorliegenden Anlagenbetriebszustand diejenigen Systemfunktionen und präventiven Notfall-Systemfunktionen zu ermitteln, die zur Beherrschung eines Ereignisablaufs vorgesehen sind und angefordert werden. Dazu sind die zu betrachtenden auslösenden Ereignisse festzulegen und die sich aus ihnen ergebenden Ereignisabläufe zu bestimmen. Schließlich sind die Anlagenendzustände der Kernkraftwerke (sicherer Anlagenzustand, Gefährdungszustände, Kernschadenzustände) und deren erwartete Häufigkeit zu ermitteln sowie deren sicherheitstechnische Bedeutung auszuweisen.

Gemäß /BfS 2005/ ist die Fehlerbaumanalyse eine systematische Methode, um die Abhängigkeiten zwischen dem Ausfall eines Systems und dem Ausfall seiner Komponenten zu ermitteln und die Wahrscheinlichkeit des Ausfalls des Systems zu berechnen. Die möglichen Ausfälle der Sicherheitsfunktionen in Kernkraftwerken werden mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse untersucht.

Kernkraftwerke sind unter normalen Bedingungen 24 Stunden pro Tag, 7 Tage pro Woche in Betrieb und nur während Brennelementwechsel oder ungeplanten Stillständen außer Betrieb. Im Rahmen einer PSA für Kernkraftwerke werden unterschiedliche Betriebszustände (Leistungs- und Nichtleistungsbetrieb) berücksichtigt. Schachtförderanlagen sind hingegen nur während des Transports von Abfallgebinden in Betrieb. Aus diesem Grund ist nur jeder Transport eines Abfallgebindes eine mögliche Situation für das Eintreten eines Endzustandes, aber kein auslösendes Ereignis. Gemäß /RS-Handbuch 3-0.1/ ist ein Ereignis, *ein Vorfall der*

die Sicherheit einer Anlage potentiell oder tatsächlich beeinträchtigt. Der Unterschied zwischen Kernkraftwerk und Schachtförderanlage ist relevant, weil in einem Kernkraftwerk jederzeit (über die gesamte Betriebsdauer eines Kraftwerks, also kontinuierlich über das gesamte Betriebsjahr) ein auslösendes Ereignis eintreten kann, während dies in der Schachtförderanlage nur diskontinuierlich während jedes Transportvorgangs eines Abfallgebundes eintreten kann. Dies erfordert eine Anpassung in Bezug auf die damit deutlich veränderte, auf das Jahr bezogene Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse. Diese sind auf die jeweilige Betriebsdauer zu beziehen. Die Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für die entsprechenden Komponenten ist (siehe auch /GRS A 2220/ und /GRS A 2444/) anzupassen.

Als alternatives Vorgehen zur (klassischen) PSA könnten auch fortschrittliche Methoden zur probabilistischen Dynamikanalyse angewendet werden, mit denen zeitliche Abhängigkeiten und Wechselwirkungen genauer modelliert und analysiert werden können. Die Anwendung dieser Methoden auf Schachtförderanlagen bietet sich, da das System relativ klein und überschaubar ist, nach einer Abwägung, ob dieser Aufwand hinsichtlich des Nutzens der erreichbaren Ergebnistiefe gerechtfertigt ist, in Zukunft eventuell an. Im Rahmen der PSA für eine Schachtförderanlage wird eine Folge von Betriebsvorgängen analysiert, die mit der Ankunft eines Abfallgebundes (über Tage) beginnt und mit der Übergabe des Abfallgebundes von der Schachtförderanlage (unter Tage) endet. Dies ist ein Prozess mit definiertem Anfang und Ende. Gemäß /DBE 1994a/ wird dieser Prozess in verschiedene Betriebsvorgänge und Funktionsschritte unterteilt. In jedem einzelnen Betriebsvorgang kann ein auslösendes Ereignis aufgrund eines Ausfalls einer Komponente bzw. eines Systems eintreten.

Schließlich gibt es noch einen wichtigen Unterschied zwischen den Einrichtungen und Maßnahmen zur Gewährleistung der Sicherheit der beiden Anlagentypen. In einem Kernkraftwerk werden auslösende Ereignisse bis hin zu Störfällen über die Sicherheitssysteme zur Gewährleistung der kerntechnischen Schutzziele beherrscht. Erst wenn diese versagen, kann es zu einem Kern- oder Brennstabschaden (Endzustand der PSA der Stufe 1) oder bei Versagen der Maßnahmen zur Begrenzung schwerer Stör- und Unfälle zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe (Endzustand der PSA der Stufe 2) kommen. Die möglichen Schadenszustände bei einer Schachtförderanlage für ein Endlager sind hingegen immer direkt die Freisetzung von Radioaktivität, ggf. begleitet von einer unzulässigen Strahlenbelastung des Personals.

Die 1994 in Deutschland für Schachtförderanlagen durchgeführte Probabilistische Sicherheitsanalyse einer Schachtförderanlage /DBE 1994a/ definierte zwei unterschiedliche sicherheitsrelevante Endzustände. Die relevanten Endzustände sind die „Freisetzung von radioaktivem Material“ und die „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“. Für die Schachtförderanlagen wird der Endzustand "erhöhte Strahlenbelastung" bewusst schon früher berücksichtigt, da die Ergebnisse der PSA bei Planung und Verbesserung der Betriebssicherheit bei Interventionsmaßnahmen berücksichtigt werden sollen.

Für eine „Freisetzung von radioaktivem Material“ aus einem Abfallgebunde wurde eine nachhaltige Beschädigung eines solchen Behälters vorausgesetzt. Eine entsprechende

Beschädigung kann durch einen Riss des Behälter- oder des Gebindemantels, des Behälterdeckels bzw. des Deckelsystems mit teilweisem Verlust der Dichtfunktion hervorgerufen werden. Dazu kann es z. B. durch Absturz eines Endlagerbehälters und dessen Aufprall auf eine unnachgiebige Unterlage mit einer genügend hohen kinetischen Energie kommen. Die erforderliche kinetische Energie kann grundsätzlich beim freien Fall eines Abfallgebundes oder Transportbehälters über größere Fallhöhen oder durch den Absturz einer Last mit großer Masse auf die freiliegende Oberfläche des Abfallgebundes entstehen. Solche Szenarien sind beim vertikalen Schachttransport bei schwerwiegendem Versagen von maschinentechnischen Einrichtungen denkbar. Dabei sind die zu berücksichtigenden Fallhöhen erheblich. In erster Linie wird die Freisetzung radioaktiven Materials durch die Auslegung der Behälter verhindert. Zur Vermeidung des freien Falls eines Abfallgebundes im Schacht werden weitere Sicherheitssysteme vorgesehen. Diese Sicherheitssysteme berücksichtigen grundsätzlich die Aufschiebevorrichtung und die Schachtsperre, um den Förderkorb sicher mit dem Abfallgebunde zu beschicken.

Gemäß /DBETEC 2012/ ist ein weiteres geplantes Sicherheitssystem das SELDA System, das die Folgen eines schweren Übertreibens des beladenen Förderkorbes nach oben bzw. nach unten beherrschbar macht. Durch die nach dem „Fail-safe“-Prinzip konstruierte Sicherheitsbremse wird den Förderkorb im Falle einer Betriebsstörung abgebremst und stillgesetzt. Wirkungsweise und Systembeschreibung ist DBE 1994b zu entnehmen. In DBE 1994c wird Auskunft gegeben über weitere sicherheitstechnisch bedeutsame Komponenten wie die Schachtsperre, das Schleusentor und die Absetzklinken, auf die der Förderkorbboden während des Förderspiels abgesetzt wird. Des Weiteren gibt es Brandklappen, damit im Brandfall die Luftzirkulation unterbrochen und der Schacht vollständig abgedeckt ist.

Der Endzustand „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ wurde definiert als eine erzwungene längere Aufenthaltsdauer in einem Umkreis von ca. 5 m zu dem entsprechenden Abfallgebunde bzw. Abschirmbehälter. Entsprechend waren nur solche Ereignisse zu betrachten, bei denen Personal ausgefallene Anlagenteile bzw. defekte Komponenten nahe am Abfallgebunde reparieren musste. Im Rahmen der Arbeiten zum Forschungsvorhaben "Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente – DEAB" wurden Reparaturmaßnahmen am Plateauwagen bei aufliegendem POLLUX[®]-Behälter-Dummy durchgeführt und zeitlich aufgenommen. Auf Basis der im Maßstab 1:1 durchgeführten Maßnahmen sind detaillierte Arbeitsanweisungen entwickelt und dokumentiert worden /DBE 1994d/.

Primär wird die Sicherheit, d. h. der Schutz vor einer erhöhten Strahlenbelastung wieder durch die Auslegung des Behälters gewährleistet. Weitere Sicherheitssysteme, um eine „Erhöhung der Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ zu vermeiden, sind zurzeit in der Auslegung der Schachtförderanlage nicht vorgesehen.

4.2.1 Ereignisablaufanalyse

Für die Durchführung von Ereignisablaufanalysen ist eine Liste auslösender Ereignisse zu erstellen. Bei der Festlegung der zu untersuchenden auslösenden Ereignisse wird ange-

strebt, sämtliche Ereignisse zu erfassen, die einen relevanten Einfluss auf die zu berechnenden Eintrittshäufigkeiten von Endzuständen haben können.

Gemäß /RS-Handbuch 3-74.3/ ist die Ereignisablaufanalyse in Abhängigkeit vom auslösenden Ereignis und dem jeweils vorliegenden Anlagenbetriebszustand bzw. der Betriebsphase so zu strukturieren, dass diejenigen Sicherheitsfunktionen von Betriebs- und Sicherheitssystemen sowie Personalhandlungen ermittelt werden, die zur Beherrschung des Ereignisses vorgesehen sind und angefordert werden... . Daneben sind Handeingriffe des Betriebspersonals zu berücksichtigen. Die Wirksamkeitsbedingungen der einzelnen Systeme sind abhängig vom Ereignisablauf festzustellen. Anlagenzustände, die von den Sicherheitsfunktionen nicht auslegungsgemäß beherrscht werden, sind den Gefährdungszuständen zuzuordnen und auszuweisen... . Benötigte Wahrscheinlichkeiten können durch ergänzende Berechnungen und Abschätzungen ermittelt werden oder auch von vergleichbaren Analysen (z. B. Fehlerbaumanalysen) übernommen werden. Für die PSA der Stufe 1 können die ermittelten Erwartungswerte für die Zuverlässigkeitskenngrößen bzw. für die Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen herangezogen werden.

Das Ergebnis der Auswertung eines Ereignisablaufdiagramms ist eine Eintrittshäufigkeits- oder Wahrscheinlichkeitsaussage zu einem als Folge eines Anfangsereignisses eintretenden Ereignis.

Zur Identifizierung der ergebnisbestimmenden Störfallabläufe und der die Häufigkeit von Gefährdungs- bzw. Kern- oder Brennstabschadenszuständen dominierenden ausgefallenen Systemfunktionen sind die Gefährdungs- bzw. Kernschadenszustände in Kategorien einzuteilen, die den zeitlichen Abläufen und den möglichen Auswirkungen auf die Anlage Rechnung tragen /BfS 2005/.

In /DBE 1994a/ wurde zur quantitativen Ermittlung der Häufigkeiten der Endzustände „Erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ und „Freisetzung von radioaktivem Material“ bei einer Schachtförderanlage die Fehlerbaummethode angewendet. Es wurden, ausgehend von den Systemausfallzuständen, welche den TOP-Ereignissen der zuvor genannten Endzustände entsprechen, deduktiv die hierzu notwendigen Bedingungen mit Hilfe logischer „UND“- bzw. „ODER“-Verknüpfungen in Form eines binären Baumes bis zu den als „Basiseignissen“ bezeichneten Komponenten- bzw. Bauteilausfällen zurückverfolgt. Durch Zuordnung von Zuverlässigkeitsdaten zu den Basisereignissen wurde anschließend eine quantitative Auswertung ermöglicht, die die Eintrittshäufigkeit der TOP-Ereignisse lieferte. Ereignisbäume wurden nicht angewendet.

Zur Betriebsablaufanalyse und besseren Strukturierung der PSA für Schachtförderanlagen könnten fortschrittliche Methoden zur probabilistischen Dynamikanalyse angewendet werden. Die Folge von Betriebsvorgängen könnten in Form eines Fehlerbaums dargestellt und analysiert werden, welcher die Ausfallwahrscheinlichkeit des Betriebs der Schachtförderanlage festlegen wird. Die Ausfallwahrscheinlichkeit jedes Betriebsvorgangs wird mit Hilfe der Fehlerbäume festgelegt. Mit den Fehlerbäumen werden potenzielle Ausfälle der Betriebssysteme sowie der Einrichtungen und Maßnahmen abgebildet. Gemäß /DBETEC 2012/ ist eine Schachtförderanlage mit Einrichtungen bzw. Maßnahmen gegen die nachfolgend genannten,

auslösenden Ereignisse ausgestattet, welche die Schachtförderanlage in einen sicheren Zustand überführen sollen:

- Gegen das schwere Übertreiben des beladenen Förderkorbes nach oben bzw. nach unten ist das SELDA System vorgesehen.
- Zur Vermeidung eines Absturzes des Abfallgebindes in den Schacht, aufgrund eines Versagens der Brems- bzw. Steuerungsanlage, sind redundante Hydrauliksicherheitskreise zur Versorgung der Fahrbremsen vorgesehen.
- Zur Vermeidung eines die Sicherheit der Anlage unzulässig beeinträchtigenden Brandes wird die Schachtförderanlage mit Brandklappen ausgerüstet.

Nur beim Transport von Abfallgebinden existiert die Gefahr, die unerwünschten Endzustände zu erreichen. Aus diesem Grund und zur Berücksichtigung der Häufigkeit des Betriebes der Schachtförderanlage wird die Anzahl der Transporte von Abfallgebinden mit der Schachtförderanlage berücksichtigt. Die Ergebnisse des Baums beinhalten dann die Häufigkeiten der nicht erwünschten Endzustände basierend auf der Anzahl der transportierten Abfallgebinde pro Jahr.

Der Output dieses Fehlerbaumkonzepts kann bei der Planung und Verbesserung der Betriebssicherheit bei Interventionsmaßnahmen besonders hilfreich sein. Bei dem Transport eines Abfallgebindes mit einer Schachtförderanlage wird angenommen, dass eine zunächst nicht erfolgreich durchgeführte Tätigkeit nach geeigneten Maßnahmen, z. B. Reparatur, erneut mit Erfolg wiederholt werden kann. Diese Maßnahmen können zwar zu einer Erhöhung der Strahlenbelastung des Betriebspersonals führen; die Abfolge der Betriebsvorgänge kann aber fortgeführt werden. Somit ist es möglich, dass mehr als ein Misserfolg pro Transport eines Abfallgebindes auftreten kann. Zur Vereinfachung des Fehlerbaumes und aus Übersichtlichkeitsgründen ist es empfehlenswert, zwei verschiedene Bäume zu erstellen (ein Baum für den Endzustand „Freisetzung von radioaktivem Material“ und ein Ereignisablaufbaumes für den Endzustand „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“). Ereignisbäume analog zu den im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke verwendeten Ereignisbäumen können in der PSA für Schachtförderanlagen sinnvollerweise zur Bewertung der Häufigkeit von Einwirkungen von innen und von außen, die zu den zwei Endzuständen führen (s. Kapitel 4.2.5 und 4.2.6), angewendet werden.

4.2.2 Fehlerbaumanalyse

Gemäß /BfS 2005/ ist die Fehlerbaumanalyse eine systematische Methode, um die Abhängigkeiten zwischen dem Ausfall eines Systems und dem Ausfall seiner Komponenten zu ermitteln und die Wahrscheinlichkeit des Ausfalls des Systems zu berechnen. In Form einer Baumstruktur (s. Abbildung 4-1) wird der Ausfall eines Systems abgebildet, aus dem ersichtlich ist, welche untergeordneten Ereignisse auftreten müssen, damit das jeweilige übergeordnete Ereignis (Ausfall) eintritt. Die Entwicklung des Fehlerbaums setzt die Festlegung eines unerwünschten Ereignisses voraus, im vorliegenden Zusammenhang den Ausfall der Systemfunktion. Das Aufstellen des Fehlerbaums beginnt mit dem unerwünschten Ereignis als TOP-Ereignis des Fehlerbaums. Dieses Ereignis wird durch logische Verknüpfungen

auf Unterereignisse (bis zur Ebene der Basisereignisse) zurückgeführt. Die Fehlerbaumentwicklung führt damit das für das gesamte System definierte unerwünschte Ereignis durch logische Verknüpfungen auf alle die Ereignisse zurück, die auf der Komponentenebene auftreten können und deren Eintreten durch Daten beschreibbar ist, die in der Regel in statistisch gesicherter Form vorliegen /BfS 2005/.

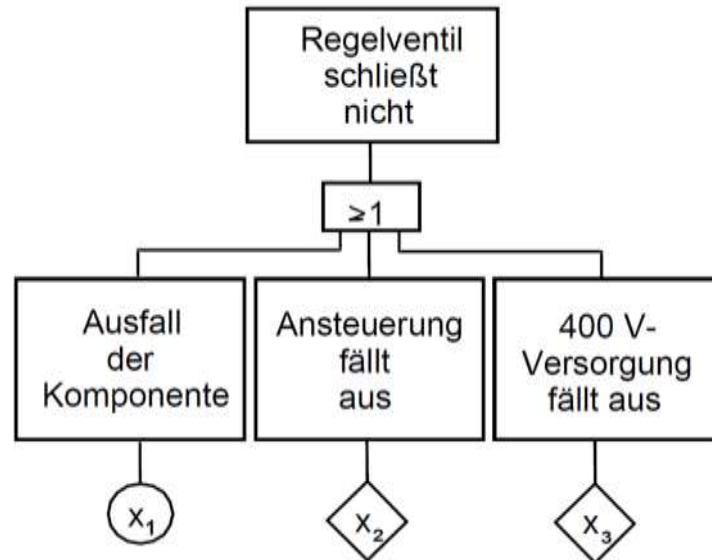


Abbildung 4-1: Fehlerbaummodellierung eines Ausfalls eines Regelventils nach /BfS 2005/

Im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke werden die möglichen Ausfälle der Sicherheitssysteme mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen untersucht. Für alle relevanten Tätigkeiten sollte die Zuverlässigkeit von Komponenten bzw. Systemen in den Fehlerbäumen der PSA für Schachtförderanlagen berücksichtigt werden. Die Analyse würde auch alle Sicherheitssysteme (z. B. das SELDA-System) berücksichtigen. Sie würde sich auf Ausfälle von Komponenten bzw. Systemen beschränken, die zu den beiden unerwünschten Endzuständen führen könnten.

In einem ersten Schritt wäre es notwendig, die Tätigkeiten und entsprechenden Komponenten bzw. Systeme zu identifizieren, deren Misserfolg bzw. Ausfall zu den beiden unerwünschten Endzuständen führen können. Dann muss für jeden Betriebsvorgang im Rahmen des Transports der Abfallgebinde ein Fehlerbaum zur Modellierung der relevanten Ausfälle erstellt werden, die zu den zwei Endzuständen „Freisetzung von radioaktivem Material“ und „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ führen können. Am Ende stünden zwei Strukturen zur Verfügung: Eine mit den Fehler- und Ereignisbäumen für das Szenario „Freisetzung von radioaktivem Material“ und eine mit den entsprechenden Informationen für das Szenario „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“.

4.2.3 Gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA)

Bei der Fehlerbaumanalyse einer PSA für Kernkraftwerke sind gemeinsam verursachte Ausfälle von mehreren Redundanzen eines Systems zu betrachten. Auch wenn eine Schachtförderanlage weniger redundante Systeme als ein Kernkraftwerk aufweist, sind GVA in der PSA für Schachtförderanlagen auch zu berücksichtigen.

Gemäß /BfS 2005/ wird die GVA-Analyse in die drei folgenden Schritte unterteilt:

- Identifizierung von GVA-Komponentengruppen
- GVA-Modellierung und Datenanalyse
- Quantifizierung für das Gesamtsystem und Ergebnisinterpretation

Vor der Quantifizierung der GVA werden durch eine qualitative Analyse die Komponenten identifiziert, die von GVA betroffen sein können, und die redundanten Komponenten werden in Gruppen zusammengefasst. Gemäß /MOS 1998/ können im Rahmen der GVA-Analyse bestimmte passive Komponenten weggelassen werden. Dieser Aspekt ist insofern relevant, da die übliche Auslegung von Schachtförderanlagen von den in der Regel redundant aufgebauten Sicherheitssystemen der Kernkraftwerke abweicht. Wie im Kapitel 4.2.1 bereits ausgeführt, sollte aus unserer Sicht im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen die Verfügbarkeit der Betriebskomponenten und -systeme analysiert werden. Im Falle der PSA für Schachtförderanlagen muss der komplette Vorgang des Transports des Abfallgebundes abgebildet werden. Daher sind alle Betriebskomponenten und -systeme zu betrachten. In den aktuellen Planungen von Schachtförderanlagen sind kaum redundante aktive Systeme vorgesehen, deren Ausfälle relevant für die Sicherheit der Anlagen sind.

Das SELDA-System ist ein System zur Beherrschung der Betriebsstörung „schweres Übertreiben“, dessen Verfügbarkeit im Fall des Eintritts eines schweren Übertreibens des beladenen Förderkorbes nach oben bzw. nach unten während des Transports eines Abfallgebundes sicherheitsrelevant ist. Da es sich jedoch um ein passives System handelt, muss es nicht zwangsläufig im Rahmen der GVA-Analyse berücksichtigt werden. Das SELDA-System steht zur Verfügung, solange kein Wartungsfehler auftritt.

Ein Beispiel eines sicherheitsrelevanten redundanten Systems, das im Rahmen der GVA-Analyse betrachtet werden muss, ist der Hydrauliksicherheitskreis des Bremssystems, das redundant eingebaut wird. Da weitere Sicherheitssysteme wie z. B. die Schachtsperren und die Absetzklinken hydraulisch aktiviert werden, ist ein GVA des Hydrauliksystems sehr relevant für die Sicherheit der Anlage.

Eine andere redundante Gruppe von Systemen, die relevant für die Sicherheit eines Kernkraftwerks sind und die im Rahmen der GVA-Analyse betrachtet werden, sind die Stromversorgungssysteme, die im Fall eines Ausfalls der Stromversorgung den Betrieb sicherheitsrelevanter Anlagenteile ermöglichen. Notstromversorgungssysteme für Schachtförderanlagen, z. B. in Form von Batteriesystemen, sind grundsätzlich vorgesehen. Aber ihre Leistungsfähigkeit reicht nicht für den Betrieb der Schachtförderanlage aus. Sie haben lediglich eine Stützfunktion während des Ausfalls der Stromversorgung.

Gemäß /DBETEC 2012/ sind die sechs Oberseile (in späteren unveröffentlichten Studien auf 10 Oberseile erhöht), die das Heben und Senken von Lasten in senkrechter Richtung im Schacht ermöglichen, ein weiteres Beispiel von Komponenten, die im Rahmen der GVA-Analyse der PSA für Schachtförderanlagen berücksichtigt werden müssen. Das System ist so ausgelegt, dass eins der sechs Oberseile zum Halten des beladenen Förderkorbes genügt, ein Absturz infolge des Versagens von fünf Oberseilen also nicht zu unterstellen ist. Daher müssen GVA zum Beispiel durch Seilkorrosion im Detail analysiert und berücksichtigt werden. Im Bergbau werden nach /TAS 2005/ die Förderseile von Güterförderanlagen mit mindestens $\geq 7,2 - 0,0005 \times L$ Sicherheit gegenüber der größten statistischen Belastung ausgelegt.

Im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke werden die Eintrittswahrscheinlichkeiten der GVA mit Hilfe der Fehlerbäume bewertet. Aufgrund der Schwierigkeit, realistische Daten für die Modellierung der Systeme zu finden, wurde eine internationale Datenbank /NEA 2004/ sowie eine deutsche Datenbank von der GRS aufgebaut, in denen Berichte über GVA-Ereignisse und potenzielle GVA-Ereignisse zu ausgewählten PSA-relevanten Komponentenarten gesammelt und ausgewertet werden. Für Schachtförderanlagen sind keine Auswertungen von Erfahrungen bekannt, die die notwendigen realistischen Daten für die Durchführung einer PSA bzw. einer GVA-Analyse liefern. Daher könnte sich der Aufbau einer solchen Datenbank als nützlich für eine PSA für Schachtförderanlagen erweisen.

Grundsätzlich sind alle Schritte einer GVA-Analyse bei einer PSA für Kernkraftwerke auf eine PSA für Schachtförderanlagen übertragbar. Im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen sollen auch die GVA mit Hilfe der Fehlerbäume analysiert werden. Die GVA-Analyse soll alle Betriebs- und Sicherheitskomponenten bzw. -systeme berücksichtigen, die relevant für die Sicherheit der Anlagen sind.

Nach der qualitativen Bewertung können die Modellierung und Quantifizierung vorgenommen werden. Gemäß /BfS 2005/ stehen dafür verschiedene Methoden und Techniken zur Verfügung. Im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke werden grundsätzlich zur Quantifizierung von GVA die Ausfallhäufigkeiten für jede beliebige Anzahl redundanter Komponenten einer Gruppe benötigt. Diese Ausfallhäufigkeiten können entweder direkt geschätzt oder, wie bei vielen GVA-Modellen, indirekt über die Verwendung anderer Parameter ermittelt werden.

Die benötigten Modellparameter für die GVA-Analyse sind dann für jede Gruppe von Komponenten zu ermitteln. Dies kann auf der Grundlage von beobachteten Ereignissen und verfügbaren Betriebserfahrungen geschehen, die dokumentiert und in einer qualitativen Bewertung ausgewählt sowie adäquat auf die zu untersuchende Anlage übertragen werden.

Grundsätzlich sind zurzeit drei Klassen von GVA-Modellen zu berücksichtigen:

- Modelle mit komponentenbasierten Parameterschätzungen
- Modelle mit systembasierten Parameterschätzungen
- Letale oder nicht-letale Schock-Modelle

Die ersten beiden Modellklassen beruhen auf Methoden mit direkten Parameterschätzungen, während Modelle der dritten Klasse postulierte, modellbasierte Parameter verwenden. Allgemein wird vorausgesetzt, dass in einer Gruppe von Komponenten die Wahrscheinlichkeiten für GVA nur von der Anzahl der beteiligten Komponenten und nicht von einer bestimmten Kombination abhängen.

Im Rahmen des Vorhabens RS1198 /GRS 322/, /GRS 328/ wurden Möglichkeiten zur Weiterentwicklung der Quantifizierung von GVA durch die Anwendung verbesserter Modelle untersucht. Dabei wurden die wesentlichen gebräuchlichen internationalen Vorgehensweisen zur Quantifizierung von GVA auf Basis von Betriebserfahrungen im Detail dargestellt und diskutiert.

Im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen für Nutzlasten bis 175 t war es bisher nicht möglich, die benötigten Modellparameter auf der Grundlage von beobachteten Ereignissen bzw. auf der Basis der verfügbaren Betriebserfahrungen zu ermitteln, weil Schachtförderanlagen für derartige Nutzlasten bei Teufen bis zu 1000 m noch nicht existieren. Die Modellparameter müssen somit auf Basis von Betriebserfahrungen von ähnlichen Anlagen geschätzt werden.

Die endgültig zu verwendenden Modelle können erst nach der Analyse der möglichen GVA und der Festlegung von Gruppen von Komponenten ausgewählt werden. Im Rahmen dieses Projekts ist es nicht möglich, die aus den PSA-Modellen für Kernkraftwerke übertragbaren Modelle festzulegen. Grundsätzlich wären alle relevanten Modelle zu berücksichtigen, aber ihre tatsächliche Verwendung wäre abhängig von den Merkmalen der Systeme bzw. Komponenten der Schachtförderanlage.

4.2.4 Personalhandlungen

Ein wesentlicher Bestandteil der PSA für Kernkraftwerke ist die Analyse von Handlungen des Betriebspersonals. Dazu werden Personalhandlungen, die die ergebnisrelevanten Sequenzen der PSA beeinflussen, identifiziert und probabilistisch bewertet.

Im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke werden Personalhandlungen als Basiselemente betrachtet und in den Fehlerbaumanalysen analysiert. Personalhandlungen sind in diesem Fall Bestandteil der Fehlerbaumanalysen. Weitere Ausführungen sind /DBETEC 2016c/ zu entnehmen.

4.2.5 Einwirkungen von innen (EVI)

Anlageninterne, übergreifende Einwirkungen, wie Brand, sind relevant für die Sicherheit sowohl eines Kernkraftwerks als auch einer Schachtförderanlage und daher auch in der PSA zu berücksichtigen.

4.2.5.1 Brand

Gemäß /BfS 2005/ liefert die probabilistische Analyse anlageninterner Brände für die Vielzahl denkbarer und statistisch erfasster Brandgeschehnisse einen Modellansatz, der diese Ereignisse mit dem Auftreten von Kernschäden verknüpft.

Die Durchführung einer probabilistischen Brandanalyse für Kernkraftwerke umfasst gemäß /BfS 2005/ die folgenden Arbeitsschritte:

- *Auswahl der relevanten Raumbereiche*
- *Durchführung von brandspezifischen Detailanalysen für diese Raumbereiche*
- *Einbindung der brandspezifischen Ergebnisse in die PSA*

Im Rahmen probabilistischer Weiterentwicklungen zur Modellierung von Brandereignissen als dynamische Prozesse /GRS 331/ wurde beispielhaft ein Brandszenario mit Brandereignisablauf mit der eigentlichen Brandentwicklung über die Zeit in einem Kernkraftwerk mit einem deterministischen Brandsimulationscode modelliert und dann zusammen mit den Handlungsabläufen des Anlagenpersonals zur Brandbekämpfung als dynamischer Prozess mittels MCDET (Monte Carlo Dynamic Event Tree) in der PSA abgebildet.

Die Modellierung berücksichtigte verschiedene Arten von Unsicherheiten: Zum einen zufallsabhängige Unsicherheiten (aleatorische), die die menschlichen Handlungen bei der Brandbekämpfung betreffen, sowie zum anderen (epistemische) Kenntnisstandsunsicherheiten bezüglich aktiver Brandschutzeinrichtungen wie auch zum Brandverlauf selbst. Dabei tragen zuverlässig wirksame Brandbekämpfungsmaßnahmen erheblich zur Verringerung von Schadenswahrscheinlichkeiten und somit auch zu einer geringeren Häufigkeit unzulässiger Freisetzungen radioaktiver Stoffe bei. Die Zuverlässigkeit der Brandbekämpfung setzt sich zum einen aus der menschlichen Zuverlässigkeit zusammen, die sich (siehe auch /DBE TEC 2016c/ mittels einer HRA bestimmen lässt, und zum anderen aus den technischen Zuverlässigkeiten der zur Branderkennung und -bekämpfung erforderlichen Systeme und Komponenten. Entsprechende Ausfallraten bzw. -wahrscheinlichkeiten stellen solche Zuverlässigkeitskenngrößen dar. Diese sind im Rahmen einer PSA zu ermitteln.

In /GRS 331/ wurden das eigentliche Brandszenario mit zeitlich veränderlichem Beginn der Brandbekämpfung und deren zeitabhängigen Erfolgswahrscheinlichkeiten als eine Vielzahl verschiedener möglicher Abläufe als komplexer, dynamischer Prozess über die Zeit in der PSA modelliert und auf diese Weise zeitabhängige Schadenswahrscheinlichkeiten ermittelt. Damit ließ sich der Einfluss der Brandbekämpfung auf den Ereignisablauf und somit auch auf die Wahrscheinlichkeit für Kernschadenzustände darstellen.

Solche Simulationsmodelle, sowohl MCDET zur dynamischen PSA-Modellierung wie auch die für die Modellierung der Brandentwicklung erforderlichen deterministischen Brandsimulationscodes (wie CFAST, FDS etc.), können auch für eine probabilistische Brandanalyse einer Schachtförderanlage genutzt werden. Grundsätzlich sind das beschriebene Konzept und die Vorgehensweise aus /GRS 331/ auf eine Schachtförderanlage übertragbar. Darüber hinaus

können ggf. sogar einige Ansätze zur Beschreibung des Verhaltens von Komponenten (z. B. Kabel) ohne wesentliche Änderungen verwendet werden.

Grundsätzlich ist ein Brand auch relevant für die Sicherheit einer Schachtförderanlage und sollte daher im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen berücksichtigt werden. In diesem Fall werden die Brandereignisse mit dem Auftreten der zwei unerwünschten Endzustände („Freisetzung von radioaktivem Material“ und „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“) verknüpft. Es ist allerdings zu bedenken, dass die Entstehung eines Brandes im Förderkorb während des Transports eines Abfallgebundes nach unter Tage aufgrund fehlender Brandlast und elektrischer Antriebe sehr unwahrscheinlich ist.

Die in diesem Kapitel vorgeschlagene Anwendung des Vorgehens ist sehr fortschrittlich und geht deutlich über den Stand von /BfS 2005/ und /BfS 2016/ hinaus. Ein Einsatz von MCDET würde die Mitwirkung der GRS erfordern, da dieses Werkzeug noch nicht die Anforderungen einer breiten Anwendbarkeit erfüllt (derzeit ist die Anwendung noch auf die Entwickler beschränkt) und seitens der Entwickler an eine entsprechende Anwendung anzupassen wäre. Dies ist gemäß /BfS 2016/ grundsätzlich möglich. Aus diesem Grund wäre es unter anderem sinnvoll, die GRS bei weiteren Arbeiten zu dieser Thematik einzubinden.

4.2.5.2 Sonstige EVI

Weitere für ein Kernkraftwerk zu berücksichtigende EVI, wie z. B. Differenzdrücke, Strahlen- und Reaktionskräfte, anlageninterne Überflutung infolge Bruch oder Leck druckführender Komponenten sind für eine Schachtförderanlage irrelevant. Der EVI-Lastabsturz wird in /DBE TEC 2016a/ Kapitel 3 "Vorgehensweise bei der PSA 1994 zur Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast" abgehandelt.

4.2.6 Einwirkungen von außen (EVA)

Im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke sind Einwirkungen von außen (EVA) ebenfalls zu berücksichtigen. Grundsätzlich ist bei allen EVA-Ereignissen zwischen den sicherheitsrelevanten Endzuständen „Freisetzung von radioaktivem Material“ und „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ zu unterscheiden. Ereignisbäume müssen entsprechend entwickelt werden. Daher wird im Folgenden auf diesen Unterschied nicht mehr eingegangen.

4.2.6.1 Flugzeugabsturz

Nach /BfS 2005/ ist für Kernkraftwerke zunächst die Häufigkeit des Ereignisses Flugzeugabsturz (FLAB) zu bestimmen. Gemäß /IAEA 2002/ stellt eine Absturzhäufigkeit von $\leq 1 \cdot 10^{-7}/a$ bei der Auslegung neuer Kernkraftwerke einen in vielen Mitgliedsländern akzeptierten Wert für die Eintrittshäufigkeit von Ereignissen mit potenziellen radiologischen Auswirkungen dar. Aus diesem Grund sind gemäß /IAEA 2002/ bei der Auslegung von neuen kerntechnischen

Anlagen auslösende Ereignisse mit einer geringeren Eintrittshäufigkeit als dem genannten Grenzwert nicht weiter zu betrachten. Ist mit einer größeren Häufigkeit zu rechnen, ist das Ereignis im Detail weiter zu betrachten, wobei z. B. auch die Auslegung der Gebäude gegen Treffer durch Flugzeuge oder Wrackteile mitbewertet werden müssen. Da ein Endlager für hochradioaktive Abfälle und ausgediente Brennelemente eine neu zu errichtende Anlage ist, wird davon ausgegangen, dass /IAEA 2002/ analog zu berücksichtigen ist.

Gemäß /BfS 2005/ erfolgt die anlagenspezifische Ermittlung der Häufigkeit für das Auftreten eines Flugzeugabsturzes auf Basis der für den Standort geltenden Flugunfall-Statistiken jeweils für die verschiedenen Flugzeugtypen und Gewichtsklassen. In /DBETEC 2016b/ wird ein konservativer Ansatz in Form einer Grobanalyse beschrieben, der es erlaubt, eine Grenzabschätzung für den durch das Ereignis Flugzeugabsturz bedingten Beitrag zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen durchzuführen.

Im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen könnte die Häufigkeit für das Auftreten eines Flugzeugabsturzes auf Basis der in der PSA für Kernkraftwerke verwendeten Methode nach /BfS 2005/ berechnet werden. Die meisten der notwendigen Eingangsdaten sind standortspezifisch. Aufgrund der sicherheitsrelevanten Endzustände wäre ein Flugzeugabsturz für die kerntechnische Sicherheit der Anlage im Rahmen dieser Untersuchung nur während des Transports eines Abfallgebundes relevant. Für das Endlager an sich ist der Flugzeugabsturz gesondert zu betrachten.

In /BfS 2005/ werden die Methoden zur Ermittlung der Absturzhäufigkeit von verschiedenen Flugzeugtypen (militärische und zivile Flugzeuge) während verschiedener Flugphasen (z. B. Start- und Landephase) in verschiedenen Situationen (Flugverkehrsstrecken und freier Luftverkehr) dargestellt. Diese Methoden sind allgemeingültig und somit übertragbar auf die PSA für Schachtförderanlagen. Zusätzliche, aktuelle Informationen sind im IAEA-Bericht SSG-3 /IAEA 2010/ verfügbar.

Die Vorteile eines bauprobabilistischen Verfahrens zur Bemessung baulicher Anlagen in Kernkraftwerken, u. a. zur Berücksichtigung extremer Beanspruchungen durch Einwirkungen von außen wie Flugzeugabsturz, wurde in /GRS 329/ dargestellt. Dabei wurde ein entsprechender methodischer Ansatz für Bauwerke in kerntechnischen Anlagen aus den vorhandenen Methoden der Bauprobabilistik für Bauwerke im konventionellen Industriebereich abgeleitet und an die nuklearspezifischen Randbedingungen angepasst.

Der Aspekt des Verhaltens baulicher Anlagen ist relevant für eine PSA für Schachtförderanlagen, weil beim Bauwerksversagen verschiedene Mechanismen wirken und sich in der Folge unterschiedliche Szenarien entwickeln können, die zu den beiden Endzuständen („Freisetzung von radioaktivem Material“ und „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“) führen können.

4.2.6.2 Explosionsdruckwelle (EDW)

Alle Arten von Explosionen können zu auslösenden Ereignissen führen, die zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen beitragen. Daher werden im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke Druckwellen aller Arten von Explosionen in der Umgebung von Kernkraftwerken berücksichtigt. In einem ersten Schritt werden die möglichen Quellen für EDW, z. B. chemische Anlagen, Speicher, Leitungen oder Transportwege, und deren Abstand zum Kernkraftwerk identifiziert.

In /BfS 2005/ wird ein vereinfachter Überprüfungsansatz zur Verfügung gestellt, der es erlaubt, den möglichen Beitrag zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen ohne eine detaillierte Analyse einzugrenzen. Das Ziel des Überprüfungsansatzes ist es nachzuweisen, dass für das analysierte Kernkraftwerk die Häufigkeit von Kernschadenzuständen infolge von EDW $< 10^{-7}/a$ /BfS 2005/ ist.

Im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen wären EDW-Ereignisse zu berücksichtigen. Der in der PSA für Kernkraftwerke verwendete Ansatz könnte auch im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen verwendet werden. Die im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke zu berücksichtigenden Quellen möglicher EDW wären auch relevant für die Analyse im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen.

Um die Häufigkeit der durch das Ereignis EDW bedingten Gefährdungszustände zu berechnen, sind dieses auslösende Ereignis und die störfallbeherrschenden Funktionen in einem Ereignisbaum zu modellieren und zu quantifizieren.

Schachtförderanlagen haben keine Sicherheitssysteme für EDW-Ereignisse. Daher würden die identifizierten auslösenden Ereignisse immer zu den Gefährdungszuständen führen, und die Häufigkeit der Gefährdungszustände wäre gleich der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse. Die Gesamthäufigkeit würde sich aus der Quantifizierung aller EDW-auslösenden Ereignisse ergeben.

4.2.6.3 Hochwasser

Gemäß /BfS 2005/ wird im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke das Ereignis Hochwasser berücksichtigt. Als Ursachen für Hochwasser sind extrem erhöhte Wasserstände des am Standort gelegenen Flusses, des Meeresspiegels oder sonstiger Gewässer zu betrachten. Diese Ereignisse können sowohl aus natürlichen Ursachen aber auch aus dem technischen Versagen von z. B. Staustufen resultieren.

Nach den Reaktorunfällen in Fukushima, Japan, in 2011 sind das gleichzeitige Auftreten von mehr als einem externen Ereignis sowie sequenzielle und kausal abhängige Ereignisse zu betrachten /IAEA 2016/. Zum Beispiel sind im Rahmen der PSA Hochwasserstände infolge von Erdbeben mit Damnbrüchen zu betrachten. Hierbei ist zu bemerken, dass die Kernkraftwerke grundsätzlich in der Nähe von Gewässern errichtet werden, um die notwendige Kühlwasserzufuhr zu gewährleisten. Daher ist das Ereignis Hochwasser immer relevant für

die Sicherheit der Anlagen. Detaillierte Anforderungen sind in den KTA-Regeln KTA 2207 und KTA 2501 enthalten. Endlager sind nicht zwingend in der Nähe von Gewässern zu errichten. Bei der Planung sind aber auch hier bereits geeignete Maßnahmen zur Vorbeugung gegen Hochwasser zu treffen, z. B. durch die Höhenkote der Anlage bzw. der relevanten Gebäudeöffnungen.

Die PSA für das Ereignis Hochwasser sieht eine gestaffelte Vorgehensweise vor, abhängig von der standortspezifischen Gefährdung. Anhand der Analyse soll der Beitrag des Ereignisses Hochwasser für die Gesamthäufigkeit von Kernschadenzuständen grundsätzlich quantitativ ermittelt werden. Das Konzept dieser Methode wäre auf die PSA für Schachtförderanlagen übertragbar.

4.2.6.4 Erdbeben

Gemäß der KTA-Regel /KTA 2201/ und der DIN-Norm /DIN 2149/ sind Schutzmaßnahmen gegen Erdbeben vorgegeben, die bei der Ausführung kerntechnischer Anlagen vorzusehen sind.

Grundsätzlich werden Erdbeben durch zwei Größen beschrieben. Die Magnitude beschreibt die in Form elastischer Wellen abgegebene Energie des Bebens. Die Intensität beschreibt die Auswirkungen eines Erdbebens an einem beliebigen Punkt der Erdoberfläche.

Gemäß /KTA 2201/ ist die für den Standort größte Erdbeben-Intensität anzunehmen, die unter Berücksichtigung einer größeren Umgebung (bis etwa 200 km Entfernung vom Standort) nach wissenschaftlichen Erkenntnissen auftreten kann.

In /BfS 2005/ und /RS-Handbuch 3-0.1/ werden Vorgaben für die PSA von Kernkraftwerken für das Ereignis Erdbeben festgelegt. Dabei wird eine gestaffelte Vorgehensweise beschrieben, bei der sich der Analyseumfang an der standortspezifischen Erdbebengefährdung orientiert (siehe Tabelle 4-1).

Tabelle 4-1: Gestaffelte Nachweisführung für das Ereignis Erdbeben nach Maßgabe des Wertes der hinreichend aktuell bestimmten Intensität des Bemessungserdbebens am Standort der Anlage aus /BfS 2005/

Intensität (I)	Gestaffelte Nachweisführung
$I \leq 6$	<i>Keine Analyse erforderlich</i>
$6 < I \leq 7$	<i>Zunächst ist eine Anlagenbegehung durchzuführen.</i> <i>Sollte diese Hinweise auf unzureichende Margen zur Abtragung von Erdbebenlasten ergeben, so sind diese auf der Grundlage vorliegender Nachweise zu bewerten.</i> <i>Gegenfalls sind weitere Untersuchungen oder Maßnahmen zur Sicherheitsverbesserung erforderlich.</i>
$I > 7$	<i>Erdbeben-Sicherheitsanalyse nach dem Sicherheitsreservefaktor-Verfahren</i>

Im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen wären die für die Kernkraftwerke gültigen Regelungen und Schutzmaßnahmen auch zu berücksichtigen. Die in der Tabelle 4-1 dargestellte, gestaffelte Nachweisführung könnte auf die Schachtförderanlage übertragen werden, aber es sollte analysiert werden, ob die Nachweisführung für die verschiedenen Intensitäten aufgrund der Eigenschaften der Tätigkeit Schachttransport und der Charakteristika der Baustrukturen einer Schachtförderanlage angepasst werden sollte.

4.3 PSA der Stufe 2

Dieses Kapitel analysiert die Merkmale und Methoden einer PSA der Stufe 2 für Kernkraftwerke und ihre mögliche Übertragbarkeit auf eine Schachtförderanlage für schwere Lasten bis 175 t.

In Deutschland müssen PSA der Stufe 2 für Kernkraftwerke im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung durchgeführt werden. Bei einer PSA der Stufe 2 für Kernkraftwerke werden, ausgehend von den Kern- oder Brennstabschadenszuständen, die möglichen weiteren Ereignisabläufe mit Kernschmelzen bis zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Anlagenumgebung analysiert. Ergebnisse sind Art und Zeitbereiche des Barriereversagens sowie die Eintrittshäufigkeiten von Anlagenschadenszuständen in Verbindung mit dem jeweiligen Ort und der Menge freigesetzter radioaktiver Stoffe.

Im Endlager sind zwar keine Kernschadenszustände zu erwarten, aber analog zur PSA der Stufe 2 für Kernkraftwerke könnten für Schachtförderanlagen die unerwünschten Endzustände unter Berücksichtigung verschiedener Schadenszustände des Abfallgebindes derart bewertet werden, dass Aussagen zu Zeitpunkt und Ort von Überschreiten des Auslegungswertes gemacht werden.

4.3.1 Übergang Stufe 1 zu Stufe 2

Kernschadenszustände in einem Kernkraftwerk können je nach Ereignisverlauf zu unterschiedlichen radioaktiven Freisetzungen, also unterschiedlichen Risiken für Mensch und Umwelt, führen. Die PSA der Stufe 2 bestimmt die Risiken für Mensch und Umwelt und überprüft die Häufigkeit der verschiedenen möglichen Szenarien, die von einem anfänglichen Kernschaden über Kernschmelzen bzw. einem Behälterversagen zu einer Freisetzung von Radioaktivität führen können. Die Kopplung der Stufe 2 an die Stufe 1 erfolgt unter Verwendung von gruppierten Kernschadenszustände, die solche Unfallsequenzen zusammenfassen, für die eine gemeinsame Analyse im Unfallablaufbaum möglich ist.

Im Rahmen von /GRS 3411/ wurden die Vor- und Nachteile der zwei in Deutschland gebräuchlichen Methoden zur Fortführung einer PSA der Stufe 1 in eine PSA der Stufe 2, nämlich der „integrale Ansatz“ und der „separate Ansatz“ erfasst und gegenüber gestellt. Beim integralen Ansatz werden für die beiden Stufen der PSA Rechenprogramme benutzt, die in der Lage sind, sowohl die Analyse der Stufe 1 als auch der Stufe 2 in einem einheitli-

chen Rechengang durchzuführen, während beim separaten Ansatz für die beiden Stufen der PSA unterschiedliche Rechenprogramme eingesetzt werden.

Im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen können rein theoretisch beide Ansätze benutzt werden, aber unter Berücksichtigung dass eine Schachtförderanlage eine deutlich weniger komplexe Anlage mit erheblich weniger Komponenten und Systemen als ein Kernkraftwerk ist, kann der integrale Ansatz von Vorteil sein. Gemäß /GRS 3411/ gibt es beim integralen Ansatz keine Schnittstelle zwischen der PSA der Stufe 1 und der Stufe 2, da die Ereignisabläufe vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzungskategorie entwickelt werden. Wird die PSA der Stufe 2 aber an eine bestehende PSA der Stufe 1 „angehängt“ (s. Kapitel 4.2.1) ergibt sich eine Schnittstelle, in der zunächst aus den Stufe 1-Endzustände gebildet werden, die mit den Stufe 2-Ereignisbäumen verknüpft werden müssen.

4.3.2 Ermittlung der Unfallabläufe und Anlagenzustände

Im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke behandelt die Unfallablaufanalyse die Ereignisse vom Beginn der Kernschädigung bis zu den Anlagenschadenzuständen, bei denen die Freisetzung von Radionukliden in die Anlagenumgebung im Wesentlichen abgeschlossen ist. Ausgehend von potenziellen Freisetzungsorten von Radionukliden in einem Kernkraftwerk sind diejenigen Pfade zur ermitteln, auf denen direkt oder indirekt Radionuklide in die Umgebung gelangen können. Im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen wäre das im Rahmen der PSA der Stufe 2 für Kernkraftwerke verwendete Ereignisbaumkonzept für die Analyse des unerwünschten Ereignisses „Freisetzung vom radioaktiven Material“ übertragbar. Es wäre auch notwendig, wie in der PSA für Kernkraftwerke, deterministische Analysen, z. B. zur Bestimmung des Schadensumfangs eines beschädigten Behälters, mit Hilfe von computergestützten Methoden durchzuführen.

Aus den resultierenden Anlagenzuständen könnten Informationen bezüglich der Häufigkeit der Freisetzung sowie der Menge des freigesetzten Materials abgeleitet werden. Um die Analyse der Ergebnisse zu erleichtern, wäre es sinnvoll, die Anlagenzustände in Kategorien zusammenzufassen, die nach der Menge des freigesetzten Materials definiert würden.

Für das unerwünschte Ereignis „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ wäre dieses Ereignisbaumkonzept nicht übertragbar. Wie bereits in Kapitel 4.2.1 beschrieben, ist eine wesentliche Annahme für das vorgeschlagene Ereignisbaumkonzept, dass nach Behebung einer nicht erfolgreichen Tätigkeit der Ablauf der Betriebsvorgänge weiterlaufen würde und es daher möglich wäre, mehr als einen Ausfall und somit mehr als eine erhöhte Strahlenbelastung pro Transport eines Abfallgebundes zu haben. In diesem Fall wären drei Aspekte zu berücksichtigen, um die Strahlenbelastung zu berechnen:

- das Abfallinventar der Gebinde,
- der Abstand zwischen dem Mitarbeiter und dem Abfallgebunde und
- die Dauer der Behebung der Störung.

Die im Bericht /GRS 2814/ verwendeten Methoden und Daten wären ein möglicher Startpunkt, um die Strahlenbelastung der Mitarbeiter in verschiedenen Szenarien zu bestimmen. Um die Bewertung zu erleichtern, sollten zunächst die verschiedenen Abfallarten in Kategorien zusammengefasst werden. Dann sollten für jede Betriebstätigkeit die maximalen und minimalen Abstände zwischen Mitarbeiter und Abfallgebinde während der Reparatur definiert werden. Schließlich sollten auch für jede Betriebstätigkeit die maximalen und minimalen Reparaturzeiten definiert werden. Auf diese Weise könnten die Anlagenzustände ermittelt und die Strahlenbelastung des Betriebspersonals berechnet werden. Außerdem wäre die zu erwartende Strahlenbelastung für jede Reparaturtätigkeit bekannt, so dass die Planung des Personals in der Anlage optimiert werden könnte. Zum Beispiel wäre hier zu berücksichtigen, dass in Deutschland die Strahlenschutzverordnung /StrlSchV 2016/ die effektive Dosis des Betriebspersonals auf 20 mSv pro Jahr begrenzt.

4.4 Behandlung von Unsicherheiten in der PSA

Im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke werden die Unsicherheiten der PSA-Ergebnisse bewertet. Es ist inzwischen international üblich, in der probabilistischen Modellierung zwischen aleatorischen und epistemischen Unsicherheiten zu unterscheiden. Die epistemischen Unsicherheiten ergeben sich aus der unvollständigen Kenntnis über die zu modellierenden Vorgänge. Demgegenüber wird unter aleatorischen Unsicherheiten der zufallsbedingte Charakter des modellierten Experiments bzw. Prozesses verstanden.

Gemäß /GRS 327/ erfolgt bisher die Einbindung der epistemischen Unsicherheiten von Zuverlässigkeitsgrößen in die Fehlerbaum- bzw. Ereignisbaummodelle in der Regel mit Hilfe parametrischer Verteilungen, wie z. B. Lognormal-Verteilungen, Beta-Verteilungen und Gamma-Verteilungen.

Seit Jahren wurden in Deutschland Ausfalldaten für Komponenten und Systeme, die in der PSA für Kernkraftwerke zu betrachten sind, gesammelt und in einer Datenbank zusammengestellt. Diese Daten und die lange Betriebserfahrung der deutschen Kernkraftwerke helfen, die Parameterunsicherheiten in den PSA für Kernkraftwerke zu reduzieren und die notwendigen Eingangswerte, u. a. für Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten und Systeme, für die probabilistische Modellierung genauer festzulegen.

Aufgrund der geringen Zahl an Anlagen zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen im Betrieb ist dieser Ansatz für die PSA für Schachtförderanlagen nicht ohne Weiteres übertragbar. Allerdings werden ähnliche Schachtförderanlagen im herkömmlichen Bergbau verwendet. Dort stehen die Ausfalldaten für entsprechende Komponenten bzw. Systeme eventuell zur Verfügung und können dann als Grundlagen zur Verringerung der Parameterunsicherheiten in der PSA für Schachtförderanlagen und zur Vermehrung der Eingangswerte u. a. für Zuverlässigkeitskenngrößen für die probabilistische Modellierung verwendet werden.

4.4.1 Modellierung

Ein Modell, das das Anlagenverhalten abbildet, enthält Vereinfachungen gegenüber der Realität. Daher ist dieser Prozess mit epistemischen Unsicherheiten verbunden.

Im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke liegen wichtige Beiträge zur Modellunsicherheit im Bereich menschlicher Fehlhandlungen sowie in den GVA, insbesondere für Ausfallkombinationen, für die keine Beobachtungsdaten vorliegen /BfS 2005/. Außerdem werden vor allem die Ausfälle der Sicherheitssysteme in den Fehlerbaumanalysen im Detail abgebildet.

Im Rahmen der Modellierung der PSA für Schachtförderanlagen würde die Systemabbildung in der Fehlerbaumanalyse alle relevanten Systeme bzw. Komponenten für die Sicherheit während des Betriebs der Anlage berücksichtigen. Unsicherheiten im Bereich menschlicher Fehlhandlungen sowie GVA wären auch dort zu berücksichtigen.

4.4.2 Eingangsdaten

Eingangsdaten der PSA sind Daten, die zur Quantifizierung der Ereignis- und Fehlerbäume verwendet werden. Die Zuverlässigkeitsdaten für eine PSA für Kernkraftwerke können anlagenspezifisch aus Betriebserfahrungen oder aus generischen Daten ähnlicher Anlagen abgeleitet werden. Schachtförderanlagen für Nutzlasten bis zu 175 t für Endlagerprojekte wurden bisher weltweit nicht gebaut, so dass die Eingangsdaten bezüglich Betriebserfahrung allein auf generischen Daten basieren und daher mit relativ hohen Unsicherheiten behaftet sein würden. Bei der Verwendung generischer Daten sind die im /BfS 2005a/ dargestellten Überlegungen zu berücksichtigen.

4.4.3 Durchführung und Ergebnisse der Unsicherheitsanalyse

Gemäß /BfS 2005/ eignen sich für die praktische Durchführung von Unsicherheitsanalysen einer PSA für Kernkraftwerke Monte-Carlo-Simulationen, ggf. unter Anwendung varianzreduzierender Methoden. Der Stichprobenumfang ist so festzulegen, dass die Standardabweichungen für die Schätzwerte der Erwartungswerte nicht größer als ca. 10% des jeweiligen Erwartungswertes sind.

Die Häufigkeiten der Kernschadenzustände werden durch Summation der Erwartungswerte der Häufigkeiten der einzelnen Abläufe gewonnen. Im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen wäre es auch möglich, die Häufigkeiten der beiden unerwünschten Endzustände („Freisetzung von radioaktivem Material“ und „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“) durch Summation der Erwartungswerte der Häufigkeiten der einzelnen Abläufe zu gewinnen. Gemäß /BfS 2005/ werden Ergebnisse der PSA neben den Angaben der Erwartungswerte auch in wichtigen Fraktilwerten, üblicherweise 5%, 50% und 95%, angegeben.

Um den Einfluss einzelner epistemischer Unsicherheiten auf die PSA-Ergebnisse zu bewerten, werden Sensitivitätsanalysen verwendet. Sensitivitätsanalysen sind besonders dann

wichtig, wenn von einzelnen Modellannahmen oder ungenau bekannten Eingangsdaten eine besondere Ergebnisrelevanz zu erwarten ist oder wenn besonders große Unsicherheiten vorliegen.

In /GRS A 3432/ wird der Einfluss von Unsicherheiten der Störfallsimulation auf die Ergebnisunsicherheiten der PSA dargestellt. Eine Methode wurde entwickelt und angewendet, die epistemische Unsicherheiten bei der Anwendung deterministischer Rechencodes (z. B. dem ATHLET-Code) berücksichtigt, so dass sich die aus den Rechnungen ergebenden Modellunsicherheiten in die weitere Analyseketten der PSA einbinden lassen. Die Methode kann als ein Selektionsverfahren betrachtet werden, das diejenigen Fälle kennzeichnet, bei denen eine komplette Unsicherheitsanalyse auf jeden Fall angebracht ist. Somit kann die Gefahr, dass die Unsicherheitsanalyse unnötigerweise durchgeführt wird, mit dieser Methode deutlich reduziert werden.

Die Unsicherheiten der PSA-Ergebnisse wären ein relevanter Aspekt, der im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen berücksichtigt werden sollte. Wie schon im Kapitel 4.2.1 beschrieben wurde, wären für die PSA für Schachtförderanlagen nicht nur die Ausfallwahrscheinlichkeiten der Sicherheitssysteme relevant, sondern auch die Ausfallwahrscheinlichkeiten der Betriebssysteme. Auf diese Weise sollten die Rechencodes den ganzen Betriebsablauf der Anlage analysieren.

5 Bewertung eines deterministischen Ansatzes zur Störfallanalyse

5.1 Deterministische Sicherheitsanalysen

Der § 49 Abs. 2 der Strahlenschutzverordnung /StrlSchV 2014/ fordert für Endlager die Durchführung von Störfallanalysen gemäß dem Stand von Wissenschaft und Technik. Die Durchführung der Analysen soll sich sinngemäß an den Störfallanalysen für Kernkraftwerke oder Zwischenlager orientieren, und mit Hilfe deterministischer und probabilistischer Verfahren die Einhaltung der Grenzwerte nachweisen.

Eine deterministische Analyse ist eine Berechnung, die mit einem einzigen Satz von Parametern durchgeführt wird und so eine bestmögliche, konservative oder extreme Schätzung des Systemverhaltens liefert /OECD 2012/. Deterministische Verfahren zur Analyse der Betriebsabläufe erlauben die Identifizierung von Störfällen, bei denen die Schutzziele der Anlage nicht erreicht werden. Dabei werden abdeckende Szenarien oder Ereignisse zugrunde gelegt. Alle deterministischen Verfahren beruhen auf dem Expertenwissen und der Kenntnis der Anwender über das Gesamtsystem. Feste Betriebs- und Störfallabläufe müssen definiert und abdeckende Fälle betrachtet werden.

Bei der Störfallanalyse bildet die Schachtförderanlage eine wesentliche Komponente des Gesamtsystems Endlager. Dabei ist die Schachtförderanlage selbst ein Teilsystem, das wiederum in einzelne Komponenten unterteilt werden kann. Die Komponenten gliedern sich in aktive, passive und operative Komponenten. Für jede dieser Komponenten kann eine Störfallanalyse durchgeführt werden. Mit Hinblick auf die Betriebssicherheit des Endlagers muss eine Sicherheitsanalyse stets für die gesamte Schachtförderanlage durchgeführt werden.

5.1.1 Deterministische Störfallanalysen für andere kerntechnische Anlagen

Im Leitfaden "Deterministische Sicherheitsanalyse zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland" /RS-Handbuch 1998a/ wird die deterministische Sicherheitsanalyse wie folgt beschrieben:

"Die deterministische Sicherheitsanalyse ist Teil der periodischen Sicherheitsüberprüfung, neben der Analyse des Sicherheitsstatus, der Betriebserfahrungen und der Betriebsbewährung sowie der probabilistischen Sicherheitsanalyse. Es ist ihr Ziel, ausgehend von einer aktuellen Gesamtdarstellung und vollständigen Behandlung der Anlagensicherung (Sicherungsstatus, Ist-Zustand) zu prüfen, ob die vom Betreiber der Anlagen vorgesehenen Sicherungsmaßnahmen gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter geeignet sind, die Erfüllung der Schutzziele der Anlagensicherung zu ermöglichen. Der Nachweis orientiert sich an definierten Sicherungsfunktionen. In dem Fall, dass Sicherungsfunktionen nicht in vollem Umfang gewährleistet werden, sind Maßnahmen zur Kompensation dieses Defizits gegenüber der wörtlichen Erfüllung der Sicherungsfunktionen bzw. die geplanten Maßnahmen zur Verbesserung des Sicherungsstatus darzustellen. Der Zeitpunkt der geplanten Durchführung dieser Maßnahmen soll ihrer sicherungstechnischen Bedeutung entsprechen."/RS-Handbuch 1998a/

Die deterministische Sicherungsanalyse für KKW sagt das Verhalten der Sicherheitssysteme, -strukturen und -komponenten und der vollständigen KKW gegen störfallauslösende Ereignisse vorher. Diese Vorhersage basiert normalerweise auf thermohydraulischen, radiologischen, thermomechanischen, strömungsdynamischen Aspekten und, z. B. auf Struktur-Thermohydraulik, Spannung und Bruchmechanik kombinierenden Aspekte, die mit Rechenwerkzeugen analysiert werden. Die Berechnungen werden für die vorgegebenen Betriebszustände durchgeführt. Die störfallauslösenden Ereignisse umfassen Betriebstransienten, unterstellte Störfälle, ausgewählte auslegungsüberschreitende Ereignisse und schwere Störfälle mit Kernzerstörung. Die Ergebnisse der Berechnungen sind abhängig von verschiedenen physischen Variablen wie z. B. Neutronenfluss, thermische Reaktorleistung, Druck, Temperatur, etc. oder im Falle einer Bewertung der radiologischen Auswirkungen, von der erhaltenen Strahlenexposition des Betriebspersonals und der Bevölkerung.

Die Darlegung des Sicherheitsstatus einer Anlage im Rahmen der PSÜ umfasst die Ergebnisse folgender Teilbereiche /RS-Handbuch 1998b/:

- eine deterministische Sicherheitsstatusanalyse /RS-Handbuch 1998a/ in Form einer schutzzielorientierten Überprüfung des Sicherheitsstatus der Anlage mit Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrung,
- eine probabilistische Sicherheitsanalyse,
- eine Überprüfung des Sicherungskonzepts der Anlage.

Die deterministische Sicherungsanalyse /RS-Handbuch 1998a/ soll alle baulichen, technischen, personellen und administrativorganisatorischen Maßnahmen der Sicherheitseinrichtungen der Anlage berücksichtigen. Inhalt der Überprüfung ist eine detaillierte Darstellung der Anlage (Ist-Zustand), eine Darstellung sicherheitsrelevanter Bereiche und eine Überprüfung der Erfüllung schutzzielorientierter Anforderungen für das Störfallspektrum. Dabei soll geprüft werden, ob die Sicherheitseinrichtungen beim Eintreten eines Störfalles vorhanden und wirksam sind.

Die vier Schutzziele für ein Kernkraftwerk sind:

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluss radioaktiver Stoffe und
- Begrenzung der Strahlenexposition.

5.1.1.1 Betriebs- und Störfallzustände

Im Rahmen der deterministischen Sicherheitsanalysen der KKW /IAEA 2009/ werden Berechnungen für vorgegebene Zustände der KKW durchgeführt, die das Gesamtanlageverhalten abdecken. Die vorgegebenen Zustände der KKW werden in zwei Hauptkategorien eingeteilt. Zum einen findet man die Betriebszustände, die den Normalbetrieb und die Betriebsstörungen umfassen. Der Normalbetriebszustand wird als der Betrieb der Anlage innerhalb bestimmter betrieblicher Grenzen und Vorgaben definiert. Eine Betriebsstörung ist ein Betriebsprozess, der von dem Normalbetrieb der Anlage abweicht und mindestens ein-

mal während der Betriebsdauer der Anlage auftreten wird. Aufgrund der entsprechenden Auslegung der Anlage wird durch eine Betriebsstörung allerdings kein erheblicher Schaden an sicherheitsrelevanten Komponenten verursacht. Zum anderen werden die Störfälle in Auslegungsstörfälle und auslegungsüberschreitende Störfälle unterschieden. Auslegungsstörfälle sind mögliche Störfälle, gegen die die Anlage ausgelegt wurde und bei denen die Freisetzung von radioaktivem Material innerhalb genehmigter Grenzwerte erfolgt. Auslegungsüberschreitende Störfälle umfassen schwere Störfälle, die als Endzustände durch wesentliche Kernschäden gekennzeichnet sind.

5.1.1.2 Nachweiskriterien

Um das Sicherheitsniveau eines KKW festzulegen, werden die Ergebnisse der deterministischen Sicherheitsanalyse mit den Nachweiskriterien verglichen /IAEA 2009/. Diese Nachweiskriterien, die Grenzwerte und Vorgaben werden von der Aufsichtsbehörde definiert. Die Einhaltung der Kriterien muss immer im Rahmen des Genehmigungsprozesses der Anlagen nachgewiesen werden. Die Nachweiskriterien werden für alle Betriebszustände und Störfallbedingungen berücksichtigt und regeln im Allgemeinen, welche Eintrittshäufigkeiten für die Endzustände akzeptabel sind. Häufige Ereignisse müssen zum Beispiel restriktivere Nachweiskriterien als seltenere Ereignisse haben.

Um die Sicherheit der KKW nachzuweisen, müssen gemäß /IAEA 2009/ die folgenden Nachweiskriterien erfüllt werden:

- Individual- und Kollektivdosis für das Betriebspersonal und die Bevölkerung müssen in allen Betriebszuständen unterhalb der vorgegebenen Grenzwerte und so niedrig wie vernünftigerweise erreichbar gehalten werden. (Minimierungsgebot)
- Die Integrität der Barrieren im Falle einer Freisetzung von radioaktivem Material muss aufrechterhalten werden.
- Die Funktionalität von Systemen, die direkte oder indirekte Sicherheitsfunktion haben, soll auch im Fall eines Störfalles sichergestellt sein.
- Bei einigen Kraftwerksauslegungen ist es erforderlich, dass eine frühzeitige Freisetzung von radioaktivem Material praktisch ausgeschlossen werden muss.

Weitere vertiefende Ausführungen sind /DBETEC 2016c/ zu entnehmen.

5.1.1.3 Konservative und "best-estimate" Ansätze

Je nach Verwendungszweck werden unterschiedliche deterministische Ansätze für Sicherheitsanalysen angewendet. Zum Beispiel werden konservative Annahmen meistens für Auslegungszwecke verwendet. Um die Entwicklung der Störfälle zu bewerten und ihre Auswirkungen zu quantifizieren, sind "best-estimate" Ansätze erforderlich.

Konservative Ansätze wurden in der Frühzeit der Sicherheitsanalysen aufgrund der beschränkten Kenntnis physikalischer Phänomene und der begrenzten Modellierungsfähigkeit

vereinfachend eingeführt. Im Rahmen einer traditionellen konservativen Sicherheitsanalyse werden der angenommene Anlagenzustand sowie die physikalischen Modelle konservativ festgelegt. Dadurch wird sichergestellt, dass, keine zusätzlichen Transienten der gleichen Kategorie die Grenzwerte der Nachweiskriterien überschreiten, wenn die zu berechnenden Sicherheitsparameter innerhalb der Nachweiskriterien liegen.

Im Rahmen der konservativen Analysen wird außerdem das Einzelfehlerkriterium angewendet, um die Verfügbarkeit der Systeme und Komponenten festzulegen. Das Einzelfehlerkriterium basiert auf der Tatsache, dass obwohl Komponenten mit hohen Qualitätsstandards gefertigt werden, diese manchmal (zufällig und zu einem unvorhersehbaren Zeitpunkt) nicht ordnungsgemäß funktionieren /IAEA 1990/. Im Rahmen eines konservativen Ansatzes wird der Ausfall eines Systems bzw. einer Komponente angenommen, der die größte negative Auswirkung auf den berechneten Sicherheitsparameter hat.

Zusätzlich zu dem Einzelfehler werden die mit den auslösenden Ereignissen verbundenen gemeinsamen Ursachen sowie die Nichtverfügbarkeit der Systeme bzw. Komponenten wegen Wartungstätigkeiten im Rahmen der konservativen deterministischen Sicherheitsanalyse berücksichtigt. Es ist zu beachten, dass in einigen Fällen die Verwendung konservativer Ansätze derart konservativ sein kann, dass die Ergebnisse der Analysen irreführend sein können. Aus diesem Grund wird die Verwendung von voll konservativen Ansätzen nicht mehr von der IAEA empfohlen /IAEA 2008/.

Die Entwicklung der Computercodes hat in den letzten Jahren die Möglichkeit zur Berechnung von realistischen Simulationsergebnissen stark verbessert. Deswegen werden konservative Genehmigungsberechnungen normalerweise von "best-estimate" Analysen begleitet. Der "best-estimate" Ansatz zusammen mit der Bewertung der Unsicherheiten ermöglicht den Vergleich der Ergebnisse der Berechnungen mit den Nachweiskriterien, überwindet die Defizite eines konservativen Ansatzes und liefert realistische Information über das physikalische Verhalten einer Anlage und über die existierenden Margen zwischen den Ergebnissen der Berechnungen und den Nachweiskriterien. Aus diesem Grund sind "best-estimate" Ansätze besonders nützlich für Szenarien, in denen die Margen zwischen den Ergebnissen der Berechnungen und den Nachweiskriterien niedrig sind.

5.1.1.4 Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse

Die Analyse der mit den in Kapitel 5.1.1.3 beschriebenen Ansätzen erhaltenen Ergebnisse erfordert eine Unsicherheits- und eine Sensitivitätsanalyse.

Zum einen umfasst eine Sensitivitätsanalyse eine systematische Variation der einzelnen Code-EingangsvARIABLEN und der einzelnen Parameter, die in den Modellen verwendet werden, um ihren Einfluss auf die Ergebnisse der Berechnungen zu bestimmen. Für Genehmigungsverfahren ist es besonders wichtig, die Bedingungen zu identifizieren, die zu den niedrigsten Sicherheitsmargen zu den Nachweiskriterien (safety criteria against acceptance criteria) führen.

Zum anderen werden Unsicherheitsanalysen durchgeführt, um die Unsicherheiten der Code-Modelle, der Anlagenmodelle und der Eingangsdaten, wie z. B. Unsicherheiten im Rahmen der Kalibrierung, zu betrachten. Durch die Kombination der mit jedem einzelnen Eingang verbundenen Unsicherheiten wird die Gesamtunsicherheit der Berechnungen festgestellt.

Die durch Computercodes generierten Ergebnisse benötigen eine Quantifizierung der Unsicherheiten aufgrund der unvermeidbaren Approximationen bei der Modellierung und der ungenügenden Kenntnisse über die Bandbreiten der Eingangsdaten. Beide Unsicherheiten in Kombination können mit Hilfe von Versuchsdaten oder durch den Einsatz validierter Codes bewertet werden. Die Bewertung der Unsicherheiten ist ein wesentliches Element in "best-estimate" Berechnungen, um Störfallszenarien zu verstehen.

5.1.2 Störfallanalyse für Schachtförderanlagen in Deutschland

Parallel zum Ansatz für die KKW wurden in den letzten Jahren in Deutschland verschiedene Projekte bezüglich Sicherheitsanalysen zu Schachtförderanlagen in Endlagern mit Hilfe von deterministischen Methoden durchgeführt. Eine der umfangreichsten durchgeführten Projekte ist das FuE-Vorhaben "Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB)" /DBE 1994b/. Im Rahmen dieses Vorhabens wurde eine Betriebsstörungsanalyse für eine Schachtförderanlage mit 85 t Nutzlast durchgeführt. Die im Rahmen dieses Vorhabens durchgeführten Konzepte und Methoden wurden größtenteils als Grundlage für die Sicherheitsanalyse der Schachtförderanlage des Endlagers Konrad verwendet /KONRAD 2002/.

5.1.2.1 Betriebsstörungsanalyse DEAB

Im Rahmen des FuE-Vorhabens DEAB /DBE 1994b/ erfolgte die Planung und Erprobung einer Schachtförderanlage mit 85 t Nutzlast, inklusive einer Störfallanalyse für die Betriebsabläufe innerhalb des Endlagers. Die Störfallanalyse berücksichtigte auch die Störfälle im Endlager /DBE 1989/.

Zur Beurteilung der Betriebssicherheit wurde für die geplante Anlage eine probabilistische Betriebsstörungsanalyse durchgeführt (s. Abbildung 5-1).

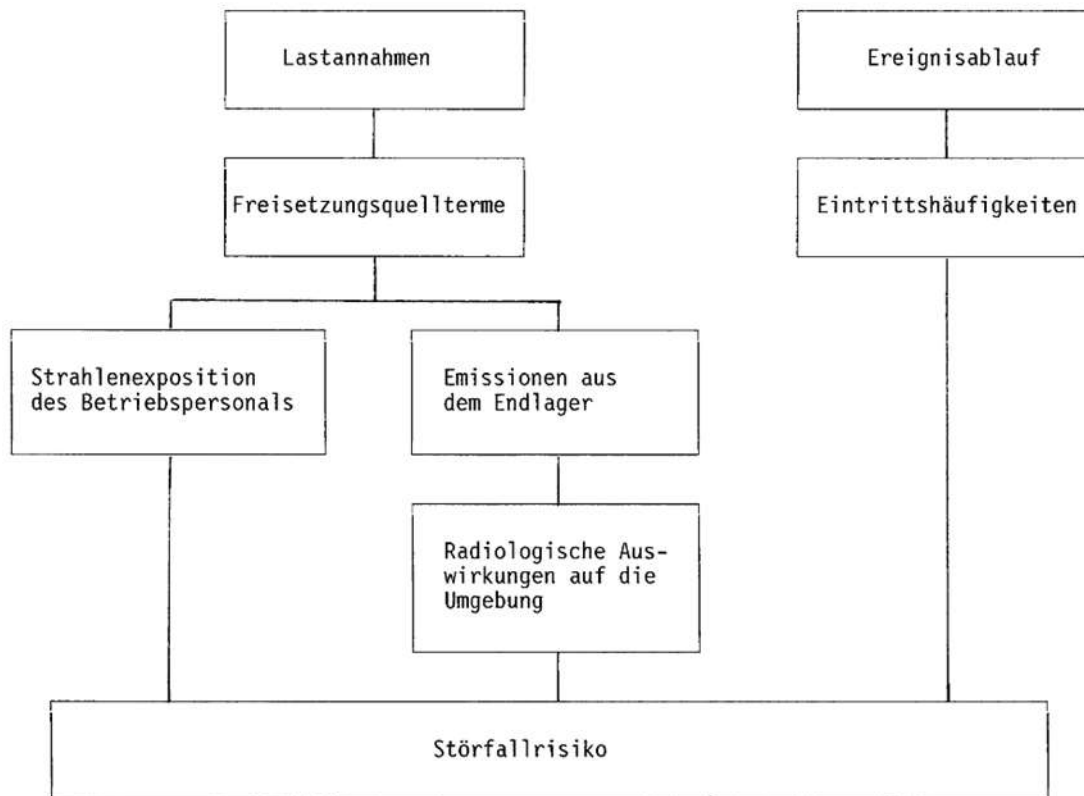


Abbildung 5-1: Vorgehen bei der Störfallanalyse /DBE 1989/

Die Grundlagen zu dieser Untersuchung wurden durch eine deterministische Störfallanalyse geschaffen. Die Analyse erfolgte nach folgendem Schema /DBE 1993/:

1. Schritt: Festlegung der relevanten Betriebsbereiche und Betriebsabläufe für die Einlagerung von Abfallgebinden
2. Schritt: Ereignisanalyse
3. Schritt: Bewertung und Klassifizierung der Ereignisse
4. Schritt: Ergebnisermittlung und -dokumentation
5. Schritt: Ermittlung der maßgebenden Lastannahmen
6. Schritt: Ermittlung der Auslegungstörfälle

Die Störfallanalyse beinhaltete die Ermittlung von Störfällen, die aufgrund von Einwirkungen von innen (EVI), sowie durch Einwirkungen von außen (EVA) bedingt waren. Zur Identifizierung und Erfassung möglicher Störfälle bestand sie aus einer systematischen Analyse der vorgesehenen Betriebsabläufe und der standortspezifischen und sonstigen Einwirkungsmöglichkeiten auf die Anlage.

Im ersten Schritt wurden die relevanten Betriebsabläufe festgelegt, die die für die Störfallanalyse wesentlichen Handhabungs- und Transportvorgänge der Abfallgebinde umfassen, von der Anlieferung in die übertägigen Anlagenbereiche bis zur Einlagerung in die dafür vorgesehenen untertägigen Strecken. Die sicherheitsrelevanten Ereignisse wurden anhand von

standardisierten Datenblättern mit Hilfe von einheitlichen Merkmalen charakterisiert und dokumentiert.

Im zweiten Schritt wurden die Abläufe der Betriebsvorgänge im Detail analysiert, in denen mechanische oder thermische Einwirkungen auf das Abfallgebände auftreten könnten.

Im Rahmen des dritten Schritts wurden die Ergebnisse der Ereignisanalyse in Bezug auf ihre Relevanz für die Störfallanalyse bewertet. Die Ereignisse wurden, wie im Kapitel 5.1.2.2 beschrieben, in zwei Störfallklassen eingeteilt.

Im vierten Schritt wurden die klassifizierten Ereignisse, die zu gleichen Ereignisabläufen führten, zusammengefasst und als Störfallgruppen bezeichnet. Diese wurden nach den Anlagenbereichen unterschieden. Die Schachtförderanlage war einer von diesen definierten Anlagenbereichen. Dann erfolgten die Analyse und Bewertung der auftretenden unerwünschten Ereignisse in Form von Störfalllisten, die die Grundlage für die Ermittlung der bei dem jeweiligen Ereignis freigesetzten Radionuklide und damit für die Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung des Endlagers im nicht bestimmungsgemäßen Betrieb sind.

Als nächster Schritt wurden für die Störfälle in den verschiedenen Störfallgruppen, welche in die Klasse 1 eingeordnet wurden, die maßgebenden Lastannahmen abgeleitet. Falls benötigte Daten nicht zugänglich waren, erfolgte eine konservative Abschätzung auf der Grundlage von vorhandener Erfahrung.

Schließlich, als letzter Schritt erfolgte die Ermittlung von Auslegungstörfällen. Anhand der ermittelten Störfallliste ließen sich die radiologischen Auswirkungen der Störfälle abschätzen. Weitere Ausführungen sind /DBETEC 2016c/ zu entnehmen.

5.1.2.2 Störfallanalyse Schachtförderanlage 2, Endlager Konrad

Die Störfallanalyse für die Schachtförderanlage 2, Endlager Konrad wurde in Anlehnung an die Störfallleitlinie für Kernkraftwerke erstellt. Mit einer systematischen Analyse der erwarteten Betriebsabläufe und einer Überprüfung der Einwirkungen auf die Anlage wurden Ereignisse und repräsentative Störfälle identifiziert, die zu den größten radiologischen Auswirkungen in der Umgebung des Endlagers führen könnten. Durch Auslegungsmaßnahmen wurde verhindert, dass es zu Störfällen mit relevanten Aktivitätsfreisetzungen kommen kann.

Die Untersuchung umfasste alle Betriebsabläufe, von der übertägigen Anlieferung bis zur Einlagerung unter Tage. Darin ist auch die Schachtförderung eingeschlossen. Im Rahmen der Störfallanalyse erfolgte keine detaillierte Unterteilung der Schachtförderanlage in ihre einzelnen Komponenten.

Die Störfallanalysen beinhalten die Ermittlung von Störfällen, die aufgrund anlageninterner Ereignisse (EVI) sowie durch Einwirkungen von außen (EVA) bedingt sind. Zur Identifizierung und Erfassung möglicher Störfälle bestehen die Störfallanalysen außerdem aus einer

systematischen Analyse der vorgesehenen Betriebsabläufe und der standortbedingten und standortunabhängigen Einwirkungsmöglichkeiten auf die Anlage.

Für die Störfälle bei der Schachtförderanlage Konrad wurden auf der Basis der Störfallberechnungsgrundlagen zulässige Aktivitäten von Einzelnucliden in Abfallgebinden hergeleitet. Durch die Anwendung der hergeleiteten Aktivitätsgrenzwerte in Verbindung mit einem Summenkriterium beim Vorliegen mehrerer Radionuklide wurde sichergestellt, dass für alle radiologisch repräsentativen Störfälle und für alle Abfallgebinde auch im ungünstigsten Fall die Störfallplanungswerte der /StrlSchV 2012/ eingehalten und überwiegend deutlich unterschritten wurden. Es wurde für die Störfallvorsorge bewertet, ob Strahlenexpositionen auftreten könnten, die zu einer Gefährdung des Betriebspersonals führen. Für die erkannten Störfälle an der Schachtförderanlage erfolgte zusätzlich eine probabilistische Abschätzung der Eintrittswahrscheinlichkeiten. Dafür wurden dokumentierte Störfälle vergleichbarer Schachtförderanlagen analysiert. Weitere Ausführungen sind /DBETEC 2016c/ zu entnehmen.

5.2 Nutzbare deterministische Verfahren

Die Schachtförderanlage ist ein Teilsystem des Endlagers. Für eine deterministische Überprüfung können bekannte Ansätze aus Industrie und Technik genutzt werden. Die Auswahl eines Verfahrens ist vom Zweck der Überprüfung (z. B. Entwicklung oder Genehmigung) abhängig. Wird die Schachtförderanlage als Teil des Endlagersystems betrachtet, sollten die wesentlichen Teilsysteme und Komponenten berücksichtigt werden. Im Rahmen einer gesonderten Analyse des Systems Schachtförderanlage sollten dagegen alle relevanten Teilsysteme und Komponenten berücksichtigt werden. Damit können z. B. während des Entwicklungsprozesses Schwachstellen erkannt werden.

Entsprechend dem Stand der Technik sind folgende Methoden bekannt:

- FMEA** Fehlermöglichkeits- und -einflussanalyse (*englisch: Failure Mode and Effects Analysis*)
- FTA** Fehlerbaumanalyse (*englisch: Fault Tree Analysis*) wie in /DBE 1994b/, Top-Ereignis ist bekannt, Auslöser werden gesucht.
- ETA** Ereignisbaumanalyse (*englisch: Event Tree Analysis*) Verknüpfung der Ereignisse führt zum Top-Ereignis
- PAAG** Prognose, Auffinden der Ursache, Abschätzen der Auswirkungen, Gegenmaßnahmen (*englisch: HAZOP - Hazard and Operability*) – eher für Zustände und Prozessparameter (chemische Industrie)
- PHA** vorläufige Gefährdungsanalyse (*englisch: Preliminary Hazard Analysis*)

Die Auswahl einer Methode hängt von der Zielstellung ab. Während des Entwicklungsprozesses scheint die FMEA geeignet. Hier besteht die Möglichkeit, neue oder unerkannte Fehlerquellen bzw. Konstruktionsschwächen zu entdecken. Die Analyse umfasst eine detaillierte Betrachtung aller Teilsysteme und Komponenten. Eine vereinfachte FMEA wurde im Rahmen von DIREGT III zur Bewertung der Betriebssicherheit während des Einlagerungsprozesses durchgeführt /DBETEC 2014/.

In Vorbereitung auf eine probabilistische Überprüfung und in Anlehnung an das Vorgehen bei Kernkraftwerken und Zwischenlagern dürfte eine Fehlerbaumanalyse zielführend sein. Diese kann mit der Probabilistik ergänzt bzw. untermauert werden. Mit der Top-Down-Betrachtung werden die Ursachen für zuvor definierte Ereignisse ermittelt. Abdeckende Fälle werden definiert und die betroffenen Komponenten benannt. Es besteht die Möglichkeit, dass nicht alle Fälle oder Kombinationen entdeckt werden. Das Vorgehen wäre dann ähnlich der Sicherheitsanalyse in /DBE 1993/. Weitere Ausführungen sind /DBETEC 2016c/ zu entnehmen.

6 Internationale Entwicklung bei Sicherheitsanalysen zur Schachttransporttechnik

Die Sicherheitsbewertungen fokussieren sich auf das wissenschaftliche Verständnis und die Leistungsbewertung der Sicherheitsfunktionen, sowie auf die mit dem Endlager verbundenen Gefahren. Der gegenwärtig international akzeptierte Ansatz für Sicherheitsbewertungen besteht aus zwei Hauptteilen. Einerseits muss die Langzeitsicherheitsbewertung nachweisen, dass der Schutz der künftigen Generation gewährleistet ist. Andererseits muss die Betriebssicherheitsbewertung sicherstellen, dass das Betriebspersonal, die Bevölkerung und die Umwelt gegen die radiologischen Risiken des Normal- und Anormalbetriebs des Endlagers, sowie gegen potenzielle Folgen von Störfällen geschützt werden.

Schächte werden verwendet, um Rohstoffe aus den untertägigen Anlagen der Bergwerke an die Oberfläche zu transportieren. In der Bergbauindustrie sind Schachtförderanlagen mit einer Kapazität bis zu 50 Tonnen üblich. Diese werden normalerweise optimiert, um unterschiedliche Anforderungen hinsichtlich Auslegung, Errichtung, Verwaltung, Betrieb, Sicherheit, etc. des Bergwerks zu erfüllen.

Schachtförderanlagen für Endlager sind ähnlich ausgelegt; allerdings dienen sie dazu, schwere Nutzlasten von der Oberfläche zu den untertägigen Anlagen zu transportieren (Gegenläufig im Vergleich zu den typischen Bergwerken). Wenn man sich auf die Betriebssicherheitsbewertung fokussiert, wird normalerweise der Betrieb der Schachtförderanlage als einer der gefahreneigsten Vorgänge im Rahmen des Betriebs eines Endlagers betrachtet, weil ein Ausfall während des Transports eines Abfallgebundes zu einer Freisetzung von radioaktivem Material führen kann. Daher müssen die entsprechenden Anlagen nicht nur die Bergbauanforderungen erfüllen, sondern auch die radiologischen Sicherheitsanforderungen.

Aus diesem Grund und auch wegen mangelnder Erfahrung und fehlendem Know-how in einigen Ländern zum Betrieb und zur Auslegung von Schachtförderanlagen sieht die Planung einiger Endlagerbetreiber vor, die Abfallgebunde über Rampen zu den untertägigen Anlagen zu transportieren. Beide Lösungen, Schachtförderanlagen und Rampen, bieten Vor- und Nachteile hinsichtlich Betrieb und Sicherheit des Endlagers, so dass ihre Verwendung normalerweise vom historischen Hintergrund des Landes und den Merkmalen der Endlager abhängt.

Um einen vollständigen Überblick über die Merkmale der Schachtfördersysteme und die anwendbaren Sicherheitsbewertungsmethoden für Endlager in verschiedenen Ländern zu erhalten, werden internationale Entwicklungen in der Schachttransporttechnik und den zugehörigen Sicherheitsbetrachtungen ausgewertet und zusammenfassend beschrieben /DBETEC 2016d/.

Der Bericht fokussiert sich auf Länder, in denen geologische Tiefenlagerprogramme zurzeit entwickelt werden, wie z. B. Frankreich und Belgien, in denen geologische Tiefenlager im Bau sind, z. B. Finnland oder bereits im Betrieb sind (z. B. USA).

6.1 Frankreich

6.1.1 Endlagerkonzept

Das im Rahmen des "Safety evaluation of a geological repository" /ANDRA 2005/ von ANDRA vorgeschlagene Endlagerkonzept (s. Abbildung 6-1) sah ein Endlager im Tonstein vor. Die Abfallgebinde sollten in untertägigen Einlagerungsstrecken endgelagert werden, die in zwei Hauptbereiche unterteilt wurden – ein Bereich für die langlebigeren mittelaktiven Abfälle (in Frankreich sogenannte Typ B Abfälle) und ein Bereich für die hochaktiven Abfälle (in Frankreich sogenannte Typ C Abfälle). Die über- und untertägigen Anlagen wurden über vier Schächte verbunden.

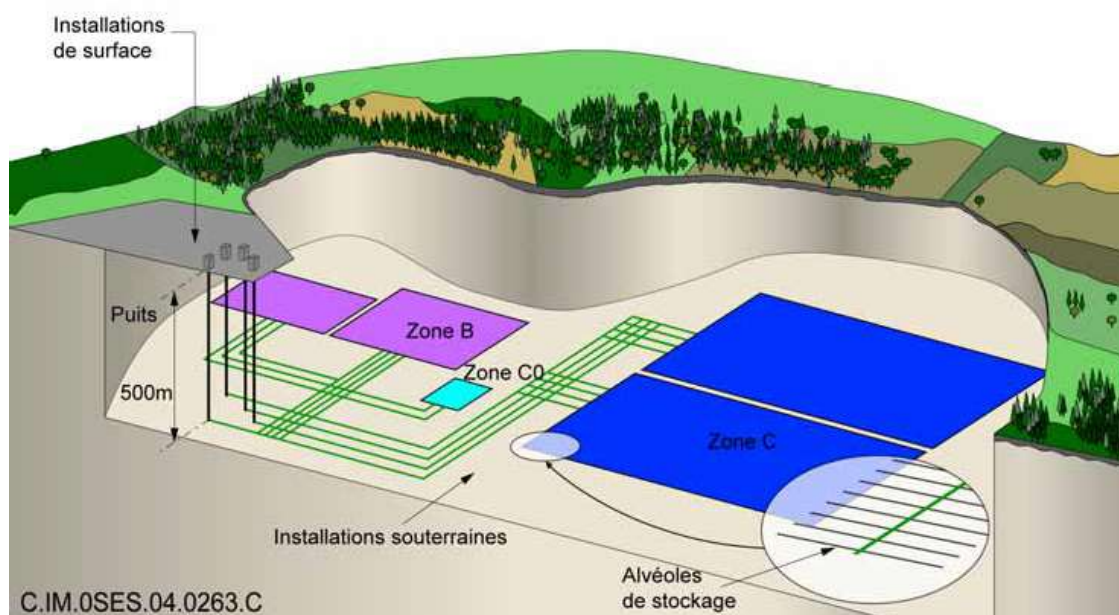


Abbildung 6-1: ANDRA Tiefenlagerkonzept /ANDRA 2005/

Diese Schächte hatten die folgenden Funktionen:

- Personalschacht: Transport von Personal und Kleingeräten zwischen über- und untertägigen Anlagen, sowie Versorgung von Frischwetter zu den untertägigen Anlagen.
- Materialschacht: Transport von Baustoffen und -geräten zwischen über- und untertägigen Anlagen, sowie Versorgung von Frischwetter zu den untertägigen Anlagen.
- Abfalltransportschacht: Transport von Abfallgebinden von den über- und untertägigen Anlagen zu den untertägigen Anlagen.
- Bewetterungsschacht: Abwetterrückführung aus den untertägigen Anlagen.

Das von ANDRA entwickelte Endlager war modular ausgelegt, so dass das Endlager schrittweise aufgebaut und betrieben werden konnte.

Das französische Endlagerkonzept ist in den letzten Jahren weiterentwickelt worden; die Ergebnisse dieser Entwicklung führten zu dem Projekt Cigéo. Zurzeit wird die technische Planung des Endlagers durchgeführt, und nach Genehmigung würde dieses auf der Grenze zwischen den Départements Meuse und Haute-Marne in Ostfrankreich errichtet werden, wo bereits seit den 1990er Jahren Erkundung, Forschung und Entwicklung (FuE) betrieben wurde, um die Eignung der Geologie zu bewerten.

Im Rahmen des Projekts Cigéo ist DBE TECHNOLOGY GmbH zuständig für die Entwicklung der technischen Einrichtungen der Material- und der Personalschächte. Da allerdings zurzeit kein Transport radioaktiver Abfallgebinde mit einer Schachtförderanlage vorgesehen ist, sondern nur über eine der Rampen werden potenzielle Ausfälle im Rahmen des Betriebs der Schachtförderanlagen keine radiologischen Auswirkungen auf die Sicherheit des Personals, der Bevölkerung oder die Umwelt haben.

Allerdings ist es möglich, dass in künftigen Phasen des Projekts und aufgrund der großen endzulagernden Abfallgebundemenge ein zusätzlicher Schacht für den Transport von hochaktiven Abfallgebinden errichtet werden muss. In diesem Fall könnten potenzielle Ausfälle im Rahmen des Betriebs der Schachtförderanlage radiologische Auswirkungen auf die Sicherheit des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt haben. Aus diesem Grund muss die Analyse dieser Ausfälle ein wesentlicher Teil der Betriebssicherheitsbewertung des Endlagers sein. Bisher wurde diese Schachtförderanlage noch nicht ausgelegt.

6.1.2 Betriebssicherheitsbewertung

Gemäß dem von ANDRA entwickelten Endlagerkonzept /ANDRA 2005/, hat die Auslegung des Endlagers zwei Hauptziele mit Bezug zur Sicherheit der Anlage:

- Den Schutz von Mensch und Umwelt vor potenziellen negativen Auswirkungen im Zusammenhang mit den radioaktiven Abfällen; und
- Die Begrenzung möglicher radiologischer Auswirkungen auf das niedrigste mit vernünftigen Mitteln erreichbare Niveau (ALARA-Prinzip).

Aus diesem Grund wird der Schutz von Mensch und Umwelt als der Schutz vor Radioaktivität und ihren Auswirkungen betrachtet. Um die damit verbundenen Risiken zu bewerten, hat ANDRA eine Betriebssicherheitsbewertung durchgeführt, die alle Anlagen des Endlagers abdeckt und Erfahrungen in ähnlichen Anlagen berücksichtigt. Die Betriebssicherheitsbewertung basierte auf einer systematischen Analyse der Risiken.

Die Bewertung der Risiken begann mit der Identifizierung der Gefahrenquellen, die mit den Einlagerungsvorgängen in Zusammenhang stehen. Die Identifizierung wurde von Experten aus den betreffenden Fachgebieten (Nuklearanlagen, Schachtförderanlagen, untertägigen Anlagen, etc.) durchgeführt. Diese Analyse wurde nach den physischen Bereichen des Endlagers (übertägige Anlagen, Schachtanlagen und untertägige Anlagen) strukturiert, wobei auch konventionelle industrielle Risiken identifiziert wurden.

Im Rahmen der Betriebssicherheitsbewertung hat ANDRA zwei radiologische Hauptrisiken definiert. Einerseits das Risiko externer Strahlenbelastung (Bestrahlung) und andererseits das Risiko interner Strahlenbelastung (Inhalation bzw. Ingestion). Die Bewertung dieser Risiken führte zu Anweisungen und Maßnahmen, die sicherstellen sollen, dass die von ANDRA festgelegten Dosisbeschränkungen nicht überschritten werden. Gemäß /ANDRA 2005/ waren die Dosisbeschränkungen wie folgt:

- eine höchstzulässige Dosis von 0,25 mSv/Jahr für die Bevölkerung;
- eine höchstzulässige Dosis von 0,25 mSv/Jahr für das nicht strahlenexponierte Personal (z. B. Errichtungspersonal); und
- eine höchstzulässige Dosis von 5 mSv/Jahr für das strahlenexponierte Personal (z. B. Betriebspersonal bei der Einlagerung).

Die Analyse der mit den Schachtförderanlagen in Zusammenhang stehenden radiologischen Risiken hat als Hauptrisiko den unkontrollierten Fall des mit einem Abfallgebinde beladenen Förderkorbes identifiziert. Um die Eintrittshäufigkeit dieses Ereignisses zu reduzieren, wurden verschiedene Maßnahmen in Bezug auf die Auslegung der Anlage, wie z. B. unabhängige Bremssysteme oder unabhängige Förderkorbberseile, und die vermehrte Durchführung von Wartungs- und Instandhaltungstätigkeiten vorgeschlagen.

Neben den oben genannten Maßnahmen wurde die Möglichkeit diskutiert, ein Förderkorbabsturzsicherungssystem einzubauen. Das Prinzip dieses Systems beinhaltete, aufgehängte Seile im Schacht als Bremsseile zu verwenden, die den Förderkorb im Falle einer Geschwindigkeitsüberschreitung stoppen sollen. Um die Belastung der Seile zu begrenzen, sollten sie mit Stoßdämpfern verbunden werden, die die kinetische Energie des Förderkorbes umwandeln sollten.

Um die mechanischen Auswirkungen eines unkontrollierten Falls des Förderkorbes in den Schacht zu vermeiden, wurden außerdem zwei zusätzliche Maßnahmen vorgeschlagen. Zum einen könnte im Schacht ein Übertreibbremssystem einige Meter unter der Einlageebene eingebaut werden. Dieses System würde den Förderkorb im Falle eines Übertreibens nach unten mit einer Geschwindigkeit von bis zum 10 m/s stoppen.

Zum anderen könnte zusätzlich am Schachtboden ein passives Dämpfersystem eingebaut werden, für den Fall, dass die Geschwindigkeit des Förderkorbes 10 m/s überschreitet. Um das System zu qualifizieren und seine Eignung nachzuweisen, hat ANDRA Simulationsstudien durchgeführt, die zeigen, dass das System den größten Teil der kinetischen Energie absorbieren könnte. Dennoch würden einige Abfallgebinde beschädigt werden.

Im Rahmen der Analyse dieses Ereignisses hat ANDRA besonderes Augenmerk auf den Transport von ausgedienten Brennelementen gelegt. Die Beschädigung eines solchen Abfallgebundes könnte das Eindringen von Wasser ermöglichen und zu einem Kritikalitätsrisiko führen. Unter Berücksichtigung der Ergebnisse der Analyse wurde gefolgert, dass dieses Risiko sehr unwahrscheinlich ist /ANDRA 2005/. Um sicherzustellen, dass kein Wasser im Schachtsumpf vorhanden ist, wurden zusätzliche Vorsorgemaßnahmen berücksichtigt, um die Wahrscheinlichkeit des Kritikalitätsrisikos ganz auszuschließen.

Die Betriebssicherheitsbewertung hat auch Risiken im Zusammenhang mit EVA-Ereignissen wie z. B. Erdbeben, meteorologische Gefährdungssituationen und Flugzeugabstürze berücksichtigt. Bezüglich der Erdbeben wurde gefolgert, dass das Endlager in Zonen mit schwacher seismischer Aktivität errichtet werden müsste. Zusätzlich wurden Maßnahmen berücksichtigt, die den Sicherheitsfunktionsverlust der sicherheitsrelevanten Systeme verhindern sollen. Diese Maßnahmen wurden grundsätzlich in den Sicherheitsmargen im Rahmen der Dimensionierung der Gebäude und Anlagen des Endlagers berücksichtigt.

Bezüglich der meteorologischen Risiken wurde gefolgert, dass für die übertägigen Anlagen Risiken im Zusammenhang mit Regen und Schnee, extremen Temperaturen, Blitzschlag und Wind berücksichtigt werden müssen.

Gemäß /ANDRA 2005/ könnte ein Flugzeugabsturz auf die übertägigen Anlagen zum Verlust der Sicherheitsfunktionen und daher zu einer Strahlenbelastung des Personals oder zu einer Freisetzung von radioaktivem Material führen. Aus diesem Grund wurde vorgeschlagen, eine detaillierte Bewertung der Eintrittshäufigkeit dieses Ereignisses durchzuführen. Die Bewertung müsste für den spezifischen Standort des Endlagers durchgeführt werden und müsste die potenzielle Auswirkung von verschiedenen Flugzeugen (z. B. Militär- und Verkehrsflugzeuge) berücksichtigen. Ziel der Bewertung wäre es, sicherzustellen, dass die Eintrittshäufigkeit eines solchen Ereignisses niedriger als $1 \cdot 10^{-7}$ /Jahr liegt.

Schließlich wurden Risiken im Zusammenhang mit dem Verlust der Stromversorgung im Endlager berücksichtigt. Es wurde gefolgert, dass obwohl dieses Ereignis sehr unwahrscheinlich und nicht relevant für die Sicherheit des Endlagers ist, es erforderlich ist, redundante Stromgeneratoren und Notstromquellen einzubauen. Damit könnten potenzielle Schwierigkeiten bei dem Auftreten dieses Ereignisses vermieden werden.

6.2 Belgien

6.2.1 Endlagerkonzept

Seit den 1970er Jahren wurden verschiedene Endlagerkonzepte für die belgischen radioaktiven Abfälle entwickelt. Das aktuelle Konzept sieht ein geologisches Tiefenlager rund 230 m unter der Oberfläche mit horizontaler Streckenlagerung vor (s. Abbildung 6-2).

Das derzeit betrachtete potenzielle Wirtsgestein ist der Boom Clay, ein Silttonstein, der im Nordosten von Belgien vorkommt. In diesem wurde das Untertagelabor "High-Activity Disposal Experimental Site" (HADES) aufgebaut, um die Durchführbarkeit der Entsorgung radioaktiver Abfälle in solch einer geologischen Formation zu untersuchen.

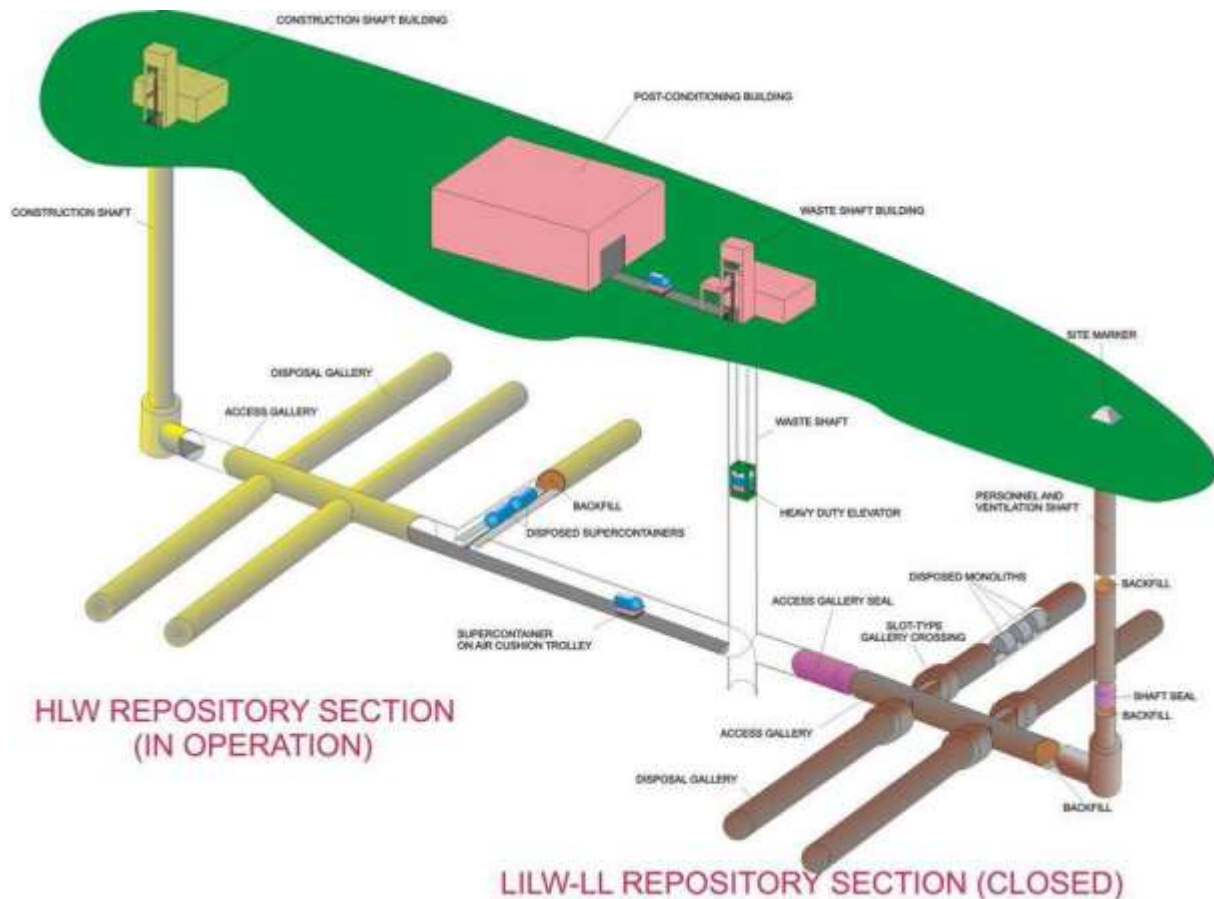


Abbildung 6-2: ONDRAF/NIRAS Endlagerkonzept / ONDRAF 2008/

Das aktuelle Layout sieht vor, dass der Zugang zu der untertägigen Anlage durch die Errichtung von drei Schächten ermöglicht wird. Zwei Schächte werden als Personal-, Bau- und Bewetterungsschächte (Frischwetterzufuhr) vorgesehen. Zusätzlich wird ein großer zentraler Schacht zwischen den Typ-B und Typ-C Einlagerungsbereichen als Transportschacht für Abfallgebinde und schwere Geräte vorgesehen. Der zentrale Schacht ist auch als Bewetterungsschacht (Abwetterschacht) vorgesehen.

Die konzeptionelle Auslegung der Schachtförderanlagen wurde von DBE TECHNOLOGY GmbH im Rahmen des Projekts "Technical Support for the R&D Feasibility Programme for the Geological Disposal of Category B&C Radioactive Waste" /DBETEC 2013/ entwickelt. Die Auslegung ist primär von den Auslegungsanforderungen und der vorgesehenen Nutzlast abhängig, sowie von den Anforderungen und Beschränkungen, die von den nationalen und internationalen Vorschriften bezüglich der Auslegung von Förderanlagen festgelegt wurden.

Das aktuelle Endlagerkonzept sieht eine einzelne Einlagerungsebene rund 230 m unter der Oberfläche vor. Für die erforderliche Schachtförderanlage wird der Schacht auf eine Gesamtlänge von 250 m verlängert /BELGATOM 2005/. Eine Beschreibung der Koepe-Schachtförderanlage (Förderkorb und Gegengewicht) ist /DBETEC 2016d/ zu entnehmen.

6.2.2 Betriebssicherheitsbewertung

Gemäß den im "RD&D Plan" von ONDRAF/NIRAS /ONDRAF 2013/ definierten Anforderungen muss das vorgeschlagene Endlager unter Berücksichtigung der Langzeitsicherheit- und Betriebssicherheitsanforderungen und der verfügbaren Mittel schrittweise gebaut, betrieben und verschlossen werden. Speziell die Betriebssicherheit muss die Anforderungen an die Sicherheit des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt während des Betriebs der Anlage gewährleisten.

Im Rahmen des Projekts "Technical Support for the R&D Feasibility Programme for the Geological Disposal of Category B&C Radioactive Waste" hat DBE TECHNOLOGY GmbH eine erste Betriebssicherheitsbewertung für das vorgeschlagene Schachtförderanlagenkonzept durchgeführt, die die potenziellen Auswirkungen von Ausfällen im Zusammenhang mit den Betriebsvorgängen und der beteiligten Komponenten und Systeme nach dem aktuellen Stand der Auslegung analysiert hat. Durchgeführt wurde eine Gefahrenanalyse, die die potenziell auslösenden Ereignisse identifiziert hat. Im Rahmen der Analyse wurden drei Hauptkategorien von auslösenden Ereignissen festgestellt:

- Fahrzeugunfälle, wie z. B. Zusammenstoß von Fahrzeugen, Entgleisung, Absturzgefahren, etc.;
- mechanische Ausfälle, einschließlich Stromversorgungs- oder Hydraulikausfälle; und
- menschliche Fehler.

Es wurden nur Ereignisse berücksichtigt, die zu potenziellen Strahlenbelastungen des Personals bzw. der Bevölkerung führen könnten. Daher wurden nur Ereignisse im Zusammenhang mit dem Transport der Abfallgebinde (und nicht mit dem Transport von Materialien, Personal, etc.) untersucht. Aufgrund der Ergebnisse der Analyse wurde festgelegt, dass das Worst-Case-Szenario beim Absturz eines Abfallgebundes in den Schacht auftreten würde. Dieses Ereignis könnte aufgrund der folgenden Gründe eintreten:

- Ausfall aller Schachtsicherheitssysteme;
- Ausfall bzw. Riss der Oberseile; oder
- Seilrutsch auf der Koepe-Treibscheibe.

Die Eintrittswahrscheinlichkeit dieser Ereignisse wurde als sehr gering eingestuft und könnte nur als Folge einer Kombination von mehreren einzelnen Ausfällen auftreten.

Um die oben genannte Betriebssicherheitsbewertung zu ergänzen, wird eine detaillierte Sicherheitsbewertung des Endlagers durchgeführt. Bisher hat DBE TECHNOLOGY GmbH schon einen Ansatz für die Bewertung der Betriebssicherheit vorgeschlagen, der aus vier Hauptteilen besteht.

Die ersten Elemente der Sicherheitsbewertung sind die Analyse des Endlagerlayouts und die Bewertung des Einflusses des aktuellen Layouts auf die Sicherheit während des Betriebs und Verschlusses des Endlagers. Alle Hauptgefahren im Rahmen des Betriebs und Ver-

schlusses werden berücksichtigt, und ihre potenziellen Auswirkungen werden bewertet. Die Anzahl und Funktionen der verschiedenen Schächte werden die Schlüsselemente dieser Analyse sein.

Falls erforderlich, z. B. um die Eintrittswahrscheinlichkeit der Gefahren zu reduzieren oder um die zu erwartenden Auswirkungen zu mindern, wird ein neues Layout vorgeschlagen. Danach wird das Betriebssicherheitsniveau des aktuellen und des neuen Layout verglichen.

Das zweite Element der Sicherheitsbewertung ist die Identifizierung der Gefahren während des Betriebs und Verschlusses der Anlage. Die Abfolge der betrieblichen Vorgänge wird analysiert und die potenziellen Gefahren und Risiken werden identifiziert. Die Identifizierung der Gefahren wird mit Prognosen, dem Auffinden von Ursachen, dem Abschätzen der Auswirkungen und Gegenmaßnahmen (PAAG) ergänzt, die in Summe den aktuellen Ansatz für die Betriebssicherheitsbewertung weiterentwickeln wird. Nach der Erfahrung der DBE TECHNOLOGY GmbH in ähnlichen Projekten ist der Betrieb der Schachtförderanlage einer der gefähderungsgeneigtesten Betriebsvorgänge eines Endlagers und wird aufgrund dessen sorgfältig analysiert.

Das dritte Element der Sicherheitsbewertung ist eine probabilistische Sicherheitsanalyse des Endlagers, um eine probabilistische Bewertung der Risiken im Zusammenhang mit Ausfällen während des Betriebs des Endlagers durchzuführen. Die Analyse wird auf den im Rahmen der Gefahrenidentifizierung ermittelten Ausfällen und Risiken basieren und wird eine Bewertung der identifizierten Risiken unter Berücksichtigung ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit bzw. -häufigkeit ergeben.

Die Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalyse werden dazu benutzt, potenzielle Auslegungsänderungen vorzuschlagen, mit dem Ziel die Eintrittshäufigkeit der Ereignisse zu reduzieren. Außerdem werden potenzielle Minimierungsmaßnahmen vorgeschlagen, um die negativen Auswirkungen der Ausfälle auf die Sicherheit des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt zu reduzieren.

Schließlich ist das vierte Element der Sicherheitsanalyse die Bewertung der radiologischen Risiken im Zusammenhang mit dem Normalbetrieb des Endlagers. Die Strahlendosen, denen das Personal während der verschiedenen Betriebsvorgänge ausgesetzt ist, werden unter Berücksichtigung der radiologischen Daten des Abfallgebindes, des Abstands zwischen den Abfallgebinden und dem Personal und der Dauer der Strahlenbelastung geschätzt. Gegebenenfalls werden Minimierungsmaßnahmen zur Senkung der Strahlenbelastung vorgeschlagen und hinsichtlich ihrer Wirksamkeit bewertet.

6.3 Finnland

6.3.1 Endlagerkonzept

In Finnland werden ausgediente Brennelemente aus den finnischen Kernkraftwerken in geologischen Tiefenlagern im Kristallin endgelagert werden. Die ausgedienten Brennelemente

werden nach ihrer Entnahme aus dem Reaktor und bis zu ihrer Endlagerung in Zwischenlagern mit wassergekühlten Brennelementlagerbecken gelagert.

Der Endlagerstandort befindet sich auf der Insel Olkiluoto, im Wirtschaftsgebiet Rauma, in der Nähe der Kernkraftwerke Olkiluoto. Die "Underground Rock Characterisation Facility" (ONKALO) wurde auch in Olkiluoto errichtet, um detaillierte geotechnische Informationen und Daten für die Planung und Auslegung des Endlagers zu sammeln. ONKALO wurde so ausgelegt, dass es in Zukunft als Teil des endgültigen Endlagers Verwendung findet.

Das Endlagerungskonzept basiert auf dem KBS-3 Konzept, das in den frühen 1980er Jahren in Schweden entwickelt wurde. Das aktuelle Konzept ist das Resultat von mehr als 20 Jahren FuE-Vorhaben /POSIVA 2013/. Die Abfallentsorgungseinrichtung wird aus zwei Anlagen für radioaktive Abfälle bestehen. Zum einen einer übertägigen Abfallkonditionierungsanlage, wo die ausgedienten Brennelemente aus den finnischen Kernkraftwerken entgegengenommen und in die Abfallbehälter verpackt werden. Zum anderen einem untertägigen Endlager in einer Tiefe von ca. 400 m, wo die Abfallgebände in vertikalen, ca. 8 Meter tiefen Bohrlöchern eingelagert werden.

Zusätzlich zu der Abfallkonditionierungsanlage werden z. B. Bewetterungsanlagen, Schachtförderanlagen und FuE-Anlagen, etc. vorgesehen. Die untertägigen und übertägigen Anlagen werden mit einem Zugangstunnel und mehreren Schächten verbunden. Die vorgesehenen Schächte sind der Bewetterungs-, der Personal- und der Abfalltransportschacht (s. Abbildung 6-3).

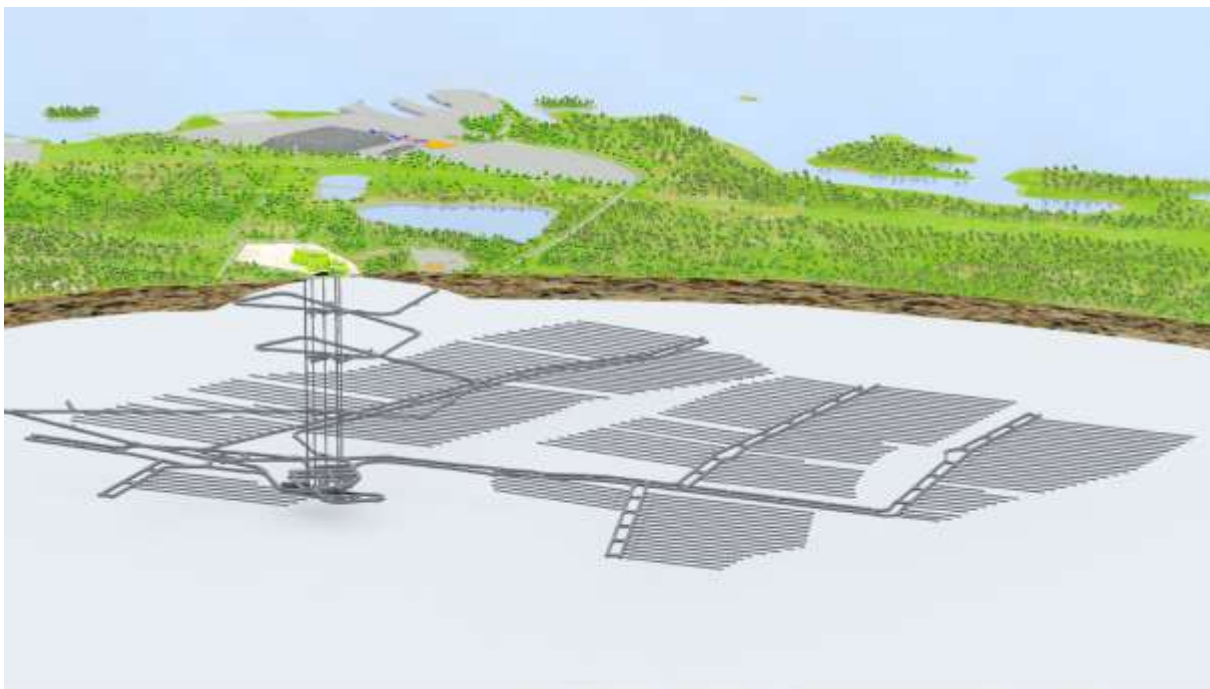


Abbildung 6-3: Finnisches Endlagerkonzept /POSIVA 2013/

Ausgediente Brennelemente werden in der Abfallkonditionierungsanlage für ihre Weiterkonditionierung vor der Endlagerung entgegen genommen (s. Abbildung 6-4). Die Abfallkonditionierungsanlage und die untertägigen Anlagen werden mit dem Abfalltransportschacht verbunden. Die Endlagergebinde werden im Abfalltransportschacht in einem Förderkorb transportiert. Gemäß /POSIVA 2007/ wäre eine Alternativlösung zum Transport der Abfallgebinde im Abfalltransportschacht die Anlieferung der Abfallgebinde durch den Zugangstunnel.

Insgesamt sind sechs Verbindungen zwischen den übertägigen und untertägigen Anlagen vorgesehen:

- Zugangstunnel
- Personalschacht
- Abwetterschacht 1
- Abwetterschacht 2
- Frischwetterschacht
- Abfalltransportschacht

Der Zugangstunnel, der Personalschacht, der Frischwetterschacht und einer der Abwetterschächte wurden schon im Rahmen der Errichtung des ONKALO abgeteuft. Der zweite Abwetterschacht und der Abfalltransportschacht werden vor der Inbetriebnahme des Endlagers errichtet.



Abbildung 6-4: Abfallkonditionierungsanlage mit Abfalltransportschacht /POSIVA 2013/

Die Schachtförderanlage im Abfalltransportschacht wird genutzt, um die Abfallgebinde zu den untertägigen Anlagen zu transportieren. Das Personal wird grundsätzlich im Personalschacht zu den untertägigen Anlagen transportiert werden. Ein Teil des Personals kann auch durch den Ausgangstunnel ein- und ausfahren. Diese Lösung ist aber zeitaufwändiger.

Der Personalschacht bietet Zugang zum Kontroll- und zum Überwachungsbereich des Endlagers, wobei die beiden Bereiche getrennt wurden. Die Personalschachtförderanlage hat eine Kapazität von 2.600 kg und bewegt sich mit einer Geschwindigkeit zwischen 5 – 10 m/s /POSIVA 2013/.

Die untertägigen Anlagen umfassen die Einlagerungsbereiche, die Strecken zwischen den Einlagerungsbereichen, den Zugangstunnel, die Schächte und andere Funktionsräume. Das Endlager umfasst auch einen Einlagerungsbereich für schwach- und mittelradioaktive Abfälle.

Die Auslegung der untertägigen Einlagerungsbereiche basiert auf den Daten der Standortuntersuchungen und auf den Modellen, die auf Basis dieser Daten erstellt wurden. Gemäß /POSIVA 2013/ sieht die aktuelle Auslegung vor, dass das Endlager in einer Tiefe von ca. 400 m errichtet wird und eine Kapazität für 3.324 Abfallgebinde haben wird. Sobald zusätzliche Untersuchungsdaten bezüglich des Wirtsgesteins zur Verfügung stehen, wird die endgültige Auslegung des Endlagers aktualisiert. Außerdem ist zu beachten, dass die finale Menge an Brennelementen schwanken kann. Aus diesen Gründen steht das endgültige Endlagerlayout erst am Ende der Betriebsphase, nach der letzten Einlagerung fest /POSIVA 2013/.

Eine Beschreibung der Koepe-Schachtförderanlage (Förderkorb und Gegengewicht) ist Kapitel 2 zu entnehmen.

6.3.2 Betriebssicherheitsbewertung

Im Rahmen der Betriebssicherheitsbewertung des Endlagers wurden das Verhalten der Abfallgebinde nach dem Absturz eines Endlagergebundes sowie das Verhalten des Stoßdämpfungsmaterials analysiert /POSIVA 2012/.

Die Analyse fokussierte sich auf zwei Störfallszenarien:

- Das Abfallgebinde fällt während des Transports zu den untertägigen Anlagen in den Schacht und
- das Abfallgebinde fällt während der Einlagerung in das Bohrloch.

Das Ziel der Untersuchungen im Zusammenhang mit dem ersten Szenario war, das Verhalten des Stoßdämpfungsmaterials am Schachtboden zu modellieren und die Auswirkungen auf das Abfallgebinde zu quantifizieren. Das Stoßdämpfungsmaterial wird aus "Granular lightweight expandable clay aggregate" (LECA) bestehen. Um das Verhalten des LECA Stoßdämpfungsmaterials unter Berücksichtigung von statischen und dynamischen Belastun-

gen zu ermitteln, wurden experimentelle statische und dynamische kleinmaßstäbliche Prüfungen zum Störfallszenario durchgeführt. Außerdem wurde die Integrität des Abfallgebindes unter Stoßbelastungen numerisch simuliert.

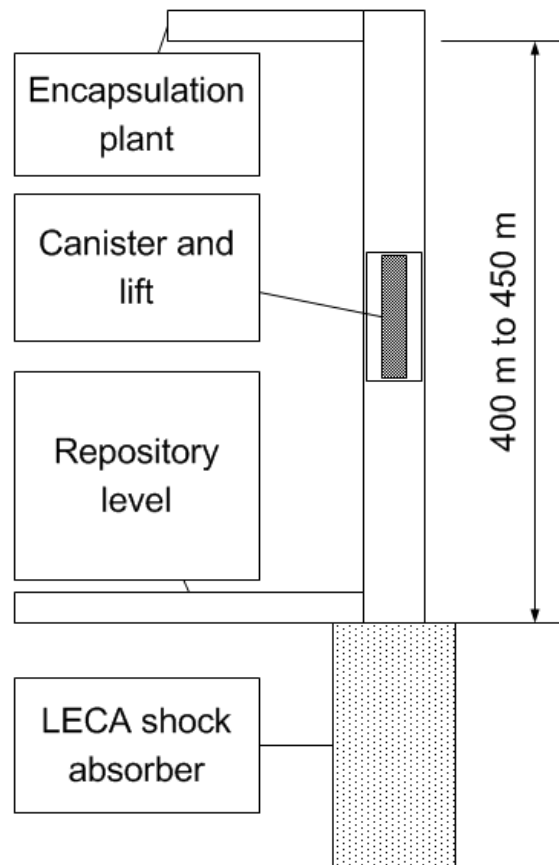


Abbildung 6-5: Skizze des Störfallszenarios /POSIVA 2012/

Vorlaufend zu den experimentellen Prüfungen wurde eine Betriebssicherheitsbewertung bereits in /POSIVA 2007/ durchgeführt. Im Rahmen einer weiteren Sicherheitsbewertung wurden deterministische Berechnungen der Strahlendosen hinsichtlich ihrer Auswirkungen auf die Sicherheit des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt während des Betriebs des Endlagers durchgeführt /POSIVA 2009/. Die Untersuchungen haben den Normalbetrieb des Endlagers, einschließlich des Transports der Abfallgebände mit der Schachtförderanlage, sowie die potenziellen Störfallszenarien abgedeckt.

Um die Auswirkungen des Worst-Case-Szenarios zu bewerten, wurde im Rahmen der Durchführung der Berechnungen der Strahlendosen angenommen, dass im Falle eines Abfallgebändeabsturzes die Integrität des Abfallgebändes verloren geht. In diesem Fall zeigen die Ergebnisse der Analyse /POSIVA 2009/, dass auch wenn das Abfallgebände beschädigt würde, die Störfallfolgen nicht relevant für die Sicherheit des Endlagers sind.

In /POSIVA 2007/ wurden weiterhin EVI und EVA mit Auswirkung auf die Einlagerungsvorgänge wie z. B. Stromversorgungsausfälle, Brände, Erdbeben, Hochwasser und Explosionsdruckwellen auch berücksichtigt.

6.4 USA – Waste Isolation Pilot Plant (WIPP)

6.4.1 Endlagerkonzept

Das WIPP Endlager soll eine sichere Endlagerung der staatseigenen radioaktiven Abfälle (Transurane) aus den Landesverteidigungstätigkeiten und -programmen sicherstellen. Mit der Errichtung des Endlagers wurde in den frühen 1980er Jahren nach Abschluss der Standortauswahluntersuchungen begonnen. Der Standort wurde auf Basis umfangreicher geotechnischer Untersuchungen ausgewählt, die durch Vor-Ort-Tests ergänzt wurden /DOE WIPP 2013/.

Gemäß /DOE WIPP 2013/ ist das WIPP Endlager in überirdige Anlagen, Schächte und unterirdige Anlagen unterteilt (s. Abbildung 6-6). In den überirdigen Anlagen sind das Personal, die Geräte und die Unterstützungsdienste zum Erhalt der Betriebsfähigkeit und Transport der Abfallgebinde untergebracht. Die unterirdigen Anlagen umfassen grundsätzlich den Einlagerungs-, den Errichtungs- und den Versuchsbereich.

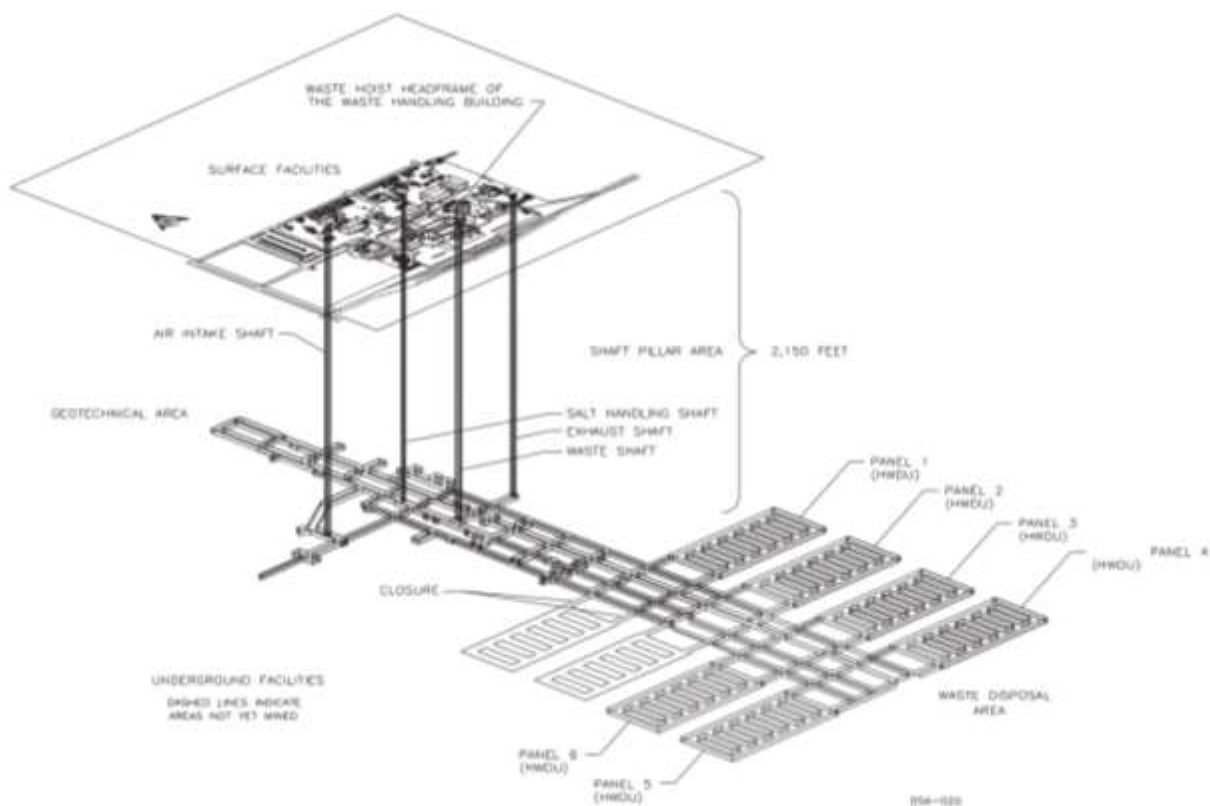


Abbildung 6-6: WIPP Endlagerkonzept /DOE WIPP 2013/

Das Endlager wurde für 14.000 m³ "Contact-Handled" (CH) Abfall und 280 m³ "Remote-Handled" (RH) Abfall pro Jahr ausgelegt. Der Einlagerungsbereich umfasst eine Fläche von ca. 55.000 m² und befindet sich 655 m unter der Oberfläche. Der Einlagerungsbereich und die Oberfläche sind durch vier Schächte verbunden: zwei Bewetterungsschächte (Frischwetterzufuhr und Abwetter), den Abfallgebindertransporteschacht und den Salztransporteschacht. Die Auslegung und der Betrieb des untertägigen Bewetterungssystems ermöglicht die gleichzeitige Durchführung der Bergbau- und der Einlagerungstätigkeiten.

Eine Beschreibung der Koepe-Schachtförderanlage (Förderkorb und Gegengewicht) ist /DBETEC 2016d/ zu entnehmen.

6.4.2 Betriebssicherheitsbewertung

Die Sicherheitsanalyse /DOE WIPP 2013/ für das WIPP Endlager wurde durchgeführt, um ein akzeptables Sicherheitsniveau nach den geltenden Vorschriften nachzuweisen. Die Sicherheitsanalyse adressiert potenzielle Gefahren im Zusammenhang mit dem Betrieb des Endlagers, sowie die erforderlichen Maßnahmen, um den Schutz des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt zu gewährleisten.

Um das Sicherheitsziel zu erreichen wurden sicherheitsrelevante Strukturen, Systeme und Komponenten und spezifische Maßnahmen zur Minimierung eventueller Auswirkungen der Auslegungsstörfälle identifiziert.

Die Sicherheitsanalyse /DOE WIPP 2013/ liefert eine Bewertung der Gefahren im Zusammenhang mit Normal- und Anormalbetrieb, sowie unter Störfallbedingungen. Die Bewertung umfasst auch Gefahren aus Naturphänomenen und von Menschen extern verursachte Ereignisse. Sie schließt eine Identifizierung der Quellen oder Prozesse ein, die zu einer unerwünschten Freisetzung von radioaktivem Material führen können. Außerdem wurden auslegungsüberschreitende Störfälle bewertet.

Im Rahmen der Gefahrenanalyse wurden gemäß /DOE WIPP 2013/ die folgenden Tätigkeiten durchgeführt:

- Systematische Identifizierung und Bewertung der Gefahren;
- Berücksichtigung des kompletten Spektrums von gefährlichen Ereignissen, die während des Betriebs (Normalbetrieb, Anormalbetrieb und Störfallbedingungen) auftreten können;
- Bewertung des Potenzials der Gefahren;
- Analyse der potenziellen Störfallfolgen für das Personal und die Bevölkerung;
- Schätzung der Eintrittswahrscheinlichkeiten der Ereignisse;
- Identifizierung und Bewertung der verbundenen Präventions- und Minimierungsmaßnahmen;
- Identifizierung der sicherheitsrelevanten Strukturen, Systeme und Komponenten; und
- Identifizierung der gewählten Teilmenge von Ereignissen, die als Auslegungsstörfälle definiert wurden.

Nach der Auswahl der Auslegungsstörfälle wurden Analysen durchgeführt, um die Auswirkungen auf die Sicherheit der Bevölkerung zu bewerten.

6.4.2.1 Gefahrenanalyse und -bewertung

Die Gefahrenanalyse stellt eine Analyse der potenziellen prozessbezogenen Gefahren dar, die aufgrund von Einzel- oder Mehrfachausfällen Auswirkungen auf die Sicherheit des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt haben können. Die WIPP Gefahrenanalyse hat Systemausfälle sowie menschliches Versagen berücksichtigt.

Die Gefahrenanalyse liefert eine qualitative Bewertung des Spektrums der Risiken und besteht aus drei Haupttätigkeiten:

- Gefahrenidentifizierung,
- Gefahrenkategorisierung
- Gefahrenbewertung.

Die Gefahrenidentifizierung ist ein systematischer Prozess, mit dem bekannte Gefahren im Zusammenhang mit dem WIPP Endlager von einem Expertenteam identifiziert und erfasst wurden. Die Gefahrenidentifizierung wurde gemäß /DOE WIPP 2013/ in drei Hauptschritte unterteilt:

- Aufteilung der Anlage in verschiedene Anlagenbereiche;
- Sammlung von Informationen, um Gefahren zu identifizieren; und
- Screening von industrieüblichen Gefahren.

Zum Zwecke der Gefahrenidentifizierung wurden vier Anlagenbereiche definiert. Die Schachtförderanlagen wurden als Teil des untertägigen Bereichs definiert. Hierzu wurden Informationen gesammelt, um Gefahren am Standort zu identifizieren. Eine standardisierte Liste von Gefahren wurde von dem Expertenteam verwendet, um einen einheitlichen Ansatz zur Gefahrenidentifizierung zu verwenden. Im Rahmen der Gefahrenidentifizierung wurde jeder Gefahr eine einmalige Nummer zugeordnet, wurden die Gefahrenquellen festgestellt und die Gefahr kurz beschrieben.

Die Gefahrenbewertung liefert eine umfangreiche Bewertung der Gefahren im Zusammenhang mit dem Betrieb des Endlagers und fokussiert sich auf die Ereignisse, die das größte Risiko für die Sicherheit des Personals und der Bevölkerung darstellen. Die Vorgehensweise zur Gefahrenbewertung umfasste mehreren Methoden, wie z. B. "What-if" und die PAAG Methode. Folgende Tätigkeiten wurden durchgeführt:

- Kategorisierung der Ereignisse;
- Identifizierung der Ursachen der Ereignisse;
- Festlegung der Eintrittshäufigkeit und Folgeauswirkungen der Ereignisse; und
- Identifizierung der potenziellen Präventions- und Minimierungsmaßnahmen.

Vor Beginn der Bewertung wurden die Ausgangsbedingungen für das WIPP Endlager definiert. Die Ausgangsbedingungen umfassten Informationen bezüglich des Abfallinventars und anderen spezifischen Bedingungen, die relevant für den Betrieb des Endlagers und erforderlich für die Analyse waren.

Die Gefahrenbewertung hat die Risiken und ihre Eintrittshäufigkeiten und Konsequenzen unter Berücksichtigung der in den Ausgangsbedingungen berücksichtigten Präventions- und Minimierungsmaßnahmen ermittelt. Das Ergebnis dieser Bewertung hat mehrere Ereignisse mit ihrer Eintrittshäufigkeit und Konsequenz geliefert.

Einerseits war die Ereigniseintrittshäufigkeitsbewertung ein semiquantitativer Prozess, der aufgrund der Ursache des Ereignisses eine Eintrittshäufigkeit (s. Tabelle 6-1) zu jedem Ereignis zugewiesen hat.

Tabelle 6-1: Ereigniseintrittshäufigkeit /DOE WIPP 2013/

Eintrittshäufigkeit	Eintrittshäufigkeit/a	Beschreibung
Erwartet	Häufigkeit $\geq 10^{-2}/a$	Ereignisse, die mehrmals während der Lebensdauer der Anlage auftreten können.
Unwahrscheinlich	$10^{-4} \leq$ Häufigkeit $< 10^{-2}/a$	Ereignisse, die während der Lebensdauer der Anlage nicht erwartet werden.
Sehr unwahrscheinlich	$10^{-6} \leq$ Häufigkeit $< 10^{-4}/a$	Ereignisse, die während der Lebensdauer der Anlage unwahrscheinlich sind.
Äußerst unwahrscheinlich	Häufigkeit $\leq 10^{-6}/a$	Andere Ereignisse.

Andererseits wurden die Konsequenzen (s. Tabelle 6-2) für verschiedene potenziell betroffene Gruppen definiert, um die gesundheitlichen Auswirkungen der Ereignisse zu bewerten:

- Personal: Personal im Nahbereich der Gefahrenstelle.
- Vor-Ort-Personal: Personal außerhalb des Nahbereichs der Gefahrenstelle, aber innerhalb der Standortgrenzen (100 m vom Freisetzungsort des radioaktiven Materials entfernt).
- Maximal strahlenexponierte Bevölkerung: Menschen außerhalb der Standortgrenzen (2,9 km vom Freisetzungsort des radioaktiven Materials entfernt).

Tabelle 6-2: Konsequenzen /DOE WIPP 2016/

Konsequenzen	Maximal strahlenexponierte Bevölkerung	Vor-Ort-Personal	Personal
Hoch	> 25 Rem gesamte effektive Äquivalentdosis	> 100 Rem Gesamte effektive Äquivalentdosis	Folgewirkungen wie z. B. Todesfall, schwere Ver- letzung oder erhebliche Strahlenbelastung
Moderat	> 1 Rem gesamte effektive Äquivalentdosis	≥ 25 Rem gesamte effektive Äquivalentdosis	Kein erkennbarer Schwellenwert
Niedrig	< 1 Rem gesamte effektive Äquivalentdosis	< 25 Rem gesamte effektive Äquivalentdosis	Kein erkennbarer Schwellenwert

Die Kombination der Eintrittshäufigkeit und Konsequenzen ergibt eine Risikoeinstufung mit vier Stufen (s. Tabelle 6-3). Das Ziel der Risikoeinstufung war, die für die Sicherheit des Personals und der Bevölkerung risikoreichen Ereignisse herauszustellen. Ereignisse mit einer inakzeptablen (Stufe I) oder mit einer grenzwertig akzeptablen Risikostufe (Stufe II) wurden weiter analysiert, um die Wirksamkeit der entsprechenden Minimierungsmaßnahmen zu bewerten.

Tabelle 6-3: Risikoeinstufung /DOE WIPP 2013/

Eintrittshäufigkeit	Äußerst unwahrscheinlich	Sehr unwahrscheinlich	Unwahrscheinlich	Erwartet
Hoch	III	II	I	I
Moderat	IV	III	II	II
Niedrig	IV	IV	III	III

Ein zusätzlicher relevanter Teil der Bewertung war die Identifizierung der Präventions- und Minimierungsmaßnahmen und -einrichtungen. Einerseits ist zu erwarten, dass die Präventionsmaßnahmen die Eintrittshäufigkeit der Ereignisse reduzieren, andererseits werden die Minimierungsmaßnahmen die Folgeauswirkungen begrenzen.

Die Ergebnisse der Bewertung /DOE WIPP 2013/ hat zwei gefährliche Ereignisse im Zusammenhang mit dem Betrieb der Schachtförderanlage identifiziert, die zu einer Freisetzung von radioaktivem Material führen könnten:

- Schweres Übertreiben des beladenen Förderkorbes; und
- der Fall eines beladenen Transportwagens auf den beladenen Förderkorb im Schacht.

Außerdem wurden EVA-Ereignisse mit einer potenziellen Auswirkung auf die Betriebssicherheit der Schachtförderanlage identifiziert und bewertet:

- Flugzeugabsturz auf die Abfallbehandlungsgebäude mit anschließendem Brand
- Fahrzeugkollision mit den im Abfallgebäude eingelagerten Abfallgebinden mit anschließendem Brand
- Ausbreitung eines Brandes zum Förderturm
- Blitzschlag auf die Struktur des Abfallbehandlungsgebäudes mit anschließendem Brand
- Starker Wind
- Bemessungserdbeben
- Externe Überflutung im Abfalltransportschacht
- Stromausfall

Nach der Gefahrenanalyse und der qualitativen Bewertung wurden die ausgewählten Störfallszenarien quantitativ bewertet. Zweck der Bewertung war, die erforderlichen Systeme, Strukturen und Komponente zu identifizieren, um die Störfallfolgen unterhalb den in geltenden Vorschriften definierten Grenzwerten zu halten. Der Konservatismus einiger Annahmen führt zu einer Überschätzung der potenziellen Störfallfolgen. Daraus wurde gefolgert, dass die Bewertung sicherstellt, dass Sicherheit und Auslegung der Anlage den Sicherheitsanforderungen entsprechen.

Die im Rahmen der Analyse verwendeten Modelle und Annahmen zur Quantifizierung der in die Umwelt freigesetzten Radioaktivität und der Strahlenbelastung des Personals und der Bevölkerung wurden im /DOE WIPP 2013/ beschrieben. Aufgrund der massiven Änderung der gesamten effektiven Äquivalenzdosen für das Vor-Ort-Personal in einer aktuellen Berichtsrevision, wurde für Tabelle 6-2 zur Aktualisierung die Literaturstelle /DOE WIPP 2016/ genutzt.

6.4.2.2 Probabilistische Sicherheitsanalyse

Zusätzlich zu der WIPP Sicherheitsanalyse /DOE WIPP 2013/, die auf einem deterministischen Ansatz basiert, wurde auch eine probabilistische Sicherheitsanalyse der betrieblichen Störfälle im WIPP Endlager /DOE WIPP 2000/ durchgeführt.

Der Zweck der probabilistischen Sicherheitsbewertung in /DOE WIPP 2000/ war es, eine probabilistische Sicherheitsanalyse zu den aus den Störfallszenarien resultierenden Strahlendosen durchzuführen und damit die deterministische Analyse zu ergänzen. Die probabilistische Sicherheitsbewertung fokussiert sich auf die folgenden Störfallszenarien:

- Fall eines Abfallgebindes von einer Abfallpalette; und
- Störfall der Schachtförderanlage und Fall des Förderkorbes aus substantieller Höhe im Schacht.

Im Gegensatz zu der deterministischen Analyse, in der Einzelwerte für normale oder Worst-Case-Bedingungen verwendet werden, kann die probabilistische Sicherheitsanalyse das

gesamte Spektrum von wahrscheinlichen Werten berücksichtigen und quantitativ die Wahrscheinlichkeit jedes Ereignisses bewerten.

Die Eintrittswahrscheinlichkeit der definierten Störfallszenarien wurde mit Fehlerbäumen und unter Berücksichtigung der Zuverlässigkeit der relevanten Komponenten berechnet. Der Ablauf der Störfallszenarien berücksichtigte die potenziellen Auswirkungen der Minimierungsmaßnahmen und wurde mit Ereignisbäumen modelliert. Die Ereignisbäume legen die Eintrittshäufigkeit der Endzustände der Anlage fest. Die Endzustände wurden nach der Relevanz der Freisetzung von radioaktivem Material in die Umwelt definiert. Insgesamt wurden vier Endzustände definiert:

- Keine Freisetzung von radioaktivem Material;
- Äußerst geringe Freisetzung von radioaktivem Material;
- Geringe Freisetzung von radioaktivem Material; und
- Worst-Case-Freisetzung von radioaktivem Material.

Um die radiologischen Auswirkungen der Freisetzung von radioaktivem Material zu bewerten, hat die probabilistische Dosismodellierung "What-if" Szenarien berücksichtigt, die aufgrund der Wahrscheinlichkeiten der Eingangsvariablen erzeugt wurden. Die Eingangsvariablen hatten inhärente Unsicherheiten, die mit Hilfe von probabilistischen Verteilungen charakterisiert werden konnten.

Die aus den verschiedenen Störfallszenarien resultierenden Dosen wurden mit einem probabilistischen Modell berechnet, das auf vier Hauptparametern basiert:

- Standortspezifische Witterungsbedingungen für die Berechnung des Luftdispersionsfaktors;
- Quellterm;
- Atemfrequenz; und
- Dosiskonversionsfaktor.

Zum Zweck der Berechnungen wurden dem Luftdispersionsfaktor und dem Quellterm mögliche zu erwartende Wertebereiche zugewiesen. Außerdem wurden konstante Werte zur Atemfrequenz und zum Dosiskonversionsfaktor zugewiesen. Zusätzlich wurde im Rahmen der standortspezifischen Luftdispersionsberechnungen der seitliche Abstand zum Quellterm berücksichtigt. Auf diese Weise wurden die endgültigen Ergebnisse der Dosisberechnungen über den Abstand vom Quellterm ermittelt.

Die Methode zur Bewertung der probabilistischen Verteilung jeder Variablen war die Monte-Carlo-Methode, die zufällig einen Wert aus der probabilistischen Verteilung jeder Variablen ausgewählt hat, um eine ganze Reihe von Dosisberechnungen zu erzeugen.

Das endgültige Ergebnis war eine Matrix mit Dosisprognosen, die die aus allen Szenarien resultierenden Dosen über den Abstand zum Quellterm dargestellt hat. Schließlich haben ein

Frequenzhistogramm, sowie ein Konfidenzintervall jede Dosis in der Matrix weitercharakterisiert.

6.5 USA – Yucca Mountain

In den USA entstehen bei der Stromerzeugung, Atomwaffenproduktion, Betrieb von nationalen Atom-U-Booten und FuE-Aktivitäten ausgediente Brennelemente und hochradioaktive Abfälle, die bisher in verschiedenen Zwischenlagern im ganzen Land eingelagert wurden. Die verantwortungsvolle Entsorgung und Endlagerung dieser radioaktiven Abfälle ist Teil der Aufgabe des "US Department of Energy" (DOE). Im Jahr 1987 hat der amerikanische Kongress vom DOE gefordert, die Eignung des Yucca Mountain Standortes als Endlager für die amerikanischen ausgedienten Brennelemente und hochradioaktiven Abfälle zu untersuchen.

Der Yucca Mountain Standort befindet sich neben dem Nevada Atomtestgelände, 160 km nordwestlich von Las Vegas. Gemäß /DOE YM 2008/ werden die über- und untertägigen Anlagen des Endlagers so ausgelegt, dass die ausgedienten Brennelemente und verglaste hochradioaktive Abfälle auf sichere Weise entsorgt und endgelagert werden können. Das vorgesehene maximale Inventar des Endlagers beträgt 70.000 Tonnen Schwermetall.

Die radioaktiven Abfälle werden in Transportbehältern per Bahn bzw. Straße bis zum Endlager transportiert. Nach der Abnahme der Abfälle werden diese in Endlagerbehälter verpackt. Die Strukturen der Abfallhandhabungsanlagen werden unter Berücksichtigung der Auswirkungen von potenziellen sicherheitsrelevanten auslösenden Ereignissen entworfen und realisiert. Innerhalb jeder Anlage werden außerdem Strahlenschutzmaßnahmen durchgeführt, um das Personal gegen Strahlenbelastungen zu schützen.

Die mechanischen Fördereinrichtungen werden so ausgelegt, dass die Wahrscheinlichkeit eines Falls bzw. Absturzes eines Abfallgebundes während der Transportvorgänge minimiert wird. Außerdem stellen Notstromdieselgeneratoren sicher, dass die Stromversorgung der Sicherheitssysteme bzw. Minimierungssysteme immer gewährleistet ist.

Die untertägigen Anlagen umfassen Rampen, Einlagerungsstrecken, eine Versuchstrecke und Bewetterungsschächte. Der Transport der Abfallgebunde von den übertägigen Anlagen zu den untertägigen Anlagen wird über Rampen durchgeführt.

Es war geplant, dass die über- und untertägigen Anlagen in verschiedenen Phasen errichtet werden. Die Errichtung der untertägigen Anlage wird nicht vor Beginn der Einlagerungsvorgänge beendet. Die Auslegung der über- und untertägigen Anlagen umfasst die erforderliche räumliche Trennung und adäquate Barrieren, um den Strahlenschutz in den Betriebs- und Errichtungsbereichen zu gewährleisten und die Entwicklung der untertägigen Anlagen parallel zu den Einlagerungsvorgängen zu ermöglichen.

Im Jahr 2009 erklärte der Energieminister, dass ein Endlager am Standort Yucca Mountain keine Option sei. Im Jahre 2010 beendete das DOE daraufhin sein Bemühen um eine Genehmigung des Endlagers und versuchte, den Genehmigungsantrag, der der Nuclear

Regulatory Commission (NRC) im Jahr 2008 übergeben worden war, zurückzuziehen. Die Genehmigungsbehörde der NRC bestimmte jedoch, dass die Genehmigung nicht zurückgezogen werden könne. Im Jahr 2013 wies das District of Columbia Circuit Court of Appeals die NRC an, das Genehmigungsverfahren wieder aufzunehmen. Im Jahr 2015 schloss das NRC die technische Prüfung ab. Es befand, dass das Bauvorhaben nicht begonnen werden könne, solange Land- und Wasserrechtsanforderungen nicht geklärt wären. Parallele Gerichtsverfahren befinden sich in der Schwebe, seit sie im Jahr 2010 ausgesetzt wurden. Seitdem ruhen die Arbeiten am Standort Yucca Mountain.

6.5.1 Betriebssicherheitsbewertung

Obwohl die aktuelle Auslegung des Yucca Mountain Endlagers keine Schachtförderanlage zum Transport der Abfallbinde vorsieht, enthält der Ansatz zur Betriebssicherheitsbewertung des Endlagers mehrere Konzepte, die auf die Sicherheitsbewertung einer Schachtförderanlage übertragen werden könnten.

Gemäß /DOE YM 2008/ ist die sogenannte Vorverschluss sicherheitsanalyse eine systematische Überprüfung des Standortes, der Auslegung und der von den Gefahren verursachten potenziellen Ereignisse. Die Vorverschluss sicherheitsanalyse fokussiert sich auf die Identifizierung der EVI- und EVA-auslösenden Ereignisse und auf die daraus folgenden Ereignisabläufe, die zu einer potenziellen Strahlenbelastung des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt führen könnten.

Der Ausgangspunkt der Vorverschluss sicherheitsanalyse ist die Identifizierung der auslösenden Ereignisse. Basierend auf der Auslegung des Endlagers, der Standortmerkmale und der Betriebseigenschaften wurde eine systematische Überprüfung durchgeführt, um die auslösenden sicherheitsrelevanten Ereignisse während des Vorverschlusszeitraums zu identifizieren. Die Analyse wurde in eine Identifizierung der EVI- und EVA-Ereignisse unterteilt.

Im Rahmen der Analyse wurde eine umfangreiche Liste von potenziellen EVI- und EVA-Ereignissen entwickelt. EVA-Ereignisse wurden zuerst untersucht, um zu ermitteln, ob sie im Rahmen der Sicherheitsbewertung des Yucca Mountain Endlagers zu berücksichtigen waren. Außerdem wurden sowohl EVI- als auch EVA-Ereignisse nach ihrer Wahrscheinlichkeit bewertet. Eine mittlere Ausfallwahrscheinlichkeit von größer als 10^{-4} während des Vorverschlusszeitraums erforderte eine weitere Analyse des Ereignisses. Schließlich wurden die potenziellen Ereignisabläufe der wahrscheinlichen Ereignisse analysiert und ihre Relevanz in Bezug auf die Strahlendosis ermittelt.

Gemäß /DOE YM 2008/ werden auslösende Ereignisse normalerweise mit Ausfällen von Komponenten, Geräten oder mit menschlichem Versagen verbunden. Die Identifizierung der EVI-auslösenden Ereignisse wurde mit einem systematischen Ansatz durchgeführt, der aus der Entwicklung eines detaillierten Master Logic Diagrams (MLD) für jeden betrieblichen Bereich des Endlagers und aus der Durchführung von PAAG Bewertungen besteht. Die

Kombination des "Top-Down" MLD und der "Bottom-Up" PAAG Bewertung liefert eine umfassende Identifizierung der EVI-Ereignisse.

Gemäß /DOE YM 2008/ ist das MLD ein strukturierter, systematischer Prozess in Form eines Fehlerbaums, um auslösende Ereignisse in einem System zu identifizieren und zu entwickeln, das unter Berücksichtigung der Bedingungen der Vorverschlusssicherheitsanalyse für das Endlager Yucca Mountain angepasst wurde. Als deduktive "Top-Down" Analyse beginnt der MLD-Prozess mit einem TOP-Ereignis, das einen allgemeinen Endzustand des Endlagers darstellt. Für das Endlager Yucca Mountain umfasste das TOP-Ereignis die direkte Strahlenbelastung und die Strahlenbelastung infolge einer Freisetzung von radioaktivem Material. Der MLD-Prozess wurde in aufeinanderfolgende Ebenen strukturiert. Jede weitere Ebene des MLD unterteilt die Ursachen des TOP-Ereignisses in der Hierarchie so, dass die spezifischen auslösenden Ereignisse für jedes TOP-Ereignis in der untersten Ebene identifiziert werden können.

Die PAAG-Bewertung wurde durchgeführt, um die Genauigkeit und Vollständigkeit der Ergebnisse des MLD zu überprüfen. Die "Bottom-Up" PAAG-Bewertung wurde dabei verwendet, um die "Top-Down"-Vorgehensweise des MLD-Prozesses zu ergänzen. Die Erarbeitung erfolgte durch ein multidisziplinäres Expertenteam mit umfangreichen Kenntnissen über die Auslegungs-, Betriebs-, Sicherheits-, Zuverlässigkeits-, und Humanfaktorenaspekte des Endlagers.

Die PAAG-Bewertung hat systematisch die Vorgänge in jeder Endlageranlage während der Vorverschlussphase analysiert. Weiterhin hat die PAAG-Bewertung sichergestellt, dass die potenziellen auslösenden Ereignisse mit Hilfe von einer formalisierten Anwendung von Leitworten (z. B. Umkehrung – es geschieht das Gegenteil) durch den Diskussionsleiter des Expertenteams identifiziert wurden. Mittels der Leitworte werden die potenziellen Abweichungen vom Normalbetrieb des Endlagers dargestellt. Der Betrieb des Endlagers wurde in Knoten innerhalb der Prozessablaufdiagramme unterteilt. Auf diese Weise wurden die Vorgänge der gesamten Anlage in funktionale Abschnitte unterteilt, die im Detail analysiert werden konnten. Nach der Fertigstellung der PAAG-Bewertung, wurden die Ergebnisse der PAAG-Bewertung mit den Ergebnissen des MLD verglichen.

Zusätzlich wurden EVA-Ereignisse im Rahmen der Betriebssicherheitsbewertung berücksichtigt. Gemäß /DOE YM 2008/ umfasste die Identifizierung der EVA-Ereignisse die Entwicklung einer umfangreichen Liste von potenziellen EVA-Ereignissen unter Berücksichtigung der Auslegung des Endlagers und basierend auf ähnlichen Erfahrungen in der Nuklearindustrie.

Gemäß /DOE YM 2008/ wurde die Identifizierung der EVA-Ereignisse in drei Schritte unterteilt. Zuerst wurde eine generische Ereignisliste für amerikanische Nuklearanlagen zusammengestellt. Im Rahmen des zweiten Schrittes wurden die spezifischen potenziellen EVA-Ereignisse für das Endlager Yucca Mountain festgelegt, und im Rahmen des dritten Schrittes wurden EVA-Ereignisse mit ähnlichen Merkmalen in Kategorien klassifiziert. Als Ergebnis dieser Vorgehensweise wurden die folgenden Kategorien festgelegt:

- Flugzeugabsturz;
- vulkanische Aktivität;
- Starkwind und Tornados;
- Hochwasser;
- Blitzschlag;
- Verlust der Kühlfähigkeit;
- Unfälle in näheren industriellen bzw. militärischen Anlagen;
- Vor-Ort-Freisetzung von Gefahrstoffen;
- Brände von außen; und
- extraterrestrische Ereignisse.

Da einige der oben genannten EVA-Ereignisse nicht relevant für die Betriebssicherheit einer Schachtförderanlage sind, wird der Bericht sich im Folgenden auf die sicherheitsrelevanten EVA-Ereignisse konzentrieren.

Die Bewertung der Eintrittshäufigkeit eines Flugzeugabsturzes wurde in zwei Phasen durchgeführt. Die Ausgangsbewertung hat ein "Abstandskriterium", um die flugbezogenen Gefahren zu identifizieren. Im Rahmen der zweiten Phase der Bewertung der Flugabstürze wurde eine quantitative Analyse der potenziellen flugbezogenen Gefahren durchgeführt. Die Quantifizierung der Eintrittshäufigkeit hat historische Daten bezüglich des Flugverkehrs in der Nähe des Standortes verwendet und die Faktoren zu der Gesamthäufigkeit eines Flugabsturzes konservativ bewertet.

Im Rahmen der Bewertung der Eintrittshäufigkeit der vulkanischen Aktivität wurde ermittelt, dass aufgrund historischer Daten Vulkanausbrüche und vulkanaktivitätsbezogene Ereignisse in der Nähe des Endlagerstandortes auftreten könnten. Zwei vulkanaktivitätsbezogene Ereignisse wurden identifiziert. Zum einen könnte Vulkanasche infolge vulkanaktivitätsbezogener Ereignisse zu einer Blockierung der Luftzirkulationspfade rund um die Abfallgebinde oder der Filter der Heizung, Bewetterung und der Klimaanlage führen. Zum anderen könnte Vulkanasche auf die Dächer der Gebäude fallen und Auswirkung auf die Dachbelastung haben. Gemäß /DOE YM 2008/ zeigen die Ergebnisse der Analyse jedoch, dass die Eintrittshäufigkeit dieser Ereignisse nicht relevant ($<10^{-6}$ /Jahr) für die Sicherheit des Endlagers ist. Daher wurden sie nicht weiter untersucht.

Die Eintrittshäufigkeit von Starkwind und Tornados wurde geschätzt. Gemäß /DOE YM 2008/ ist das Auftreten von Starkwind und Tornados am Standort während der Betriebszeit des Endlagers zu erwarten. Aus diesem Grund wurden die potenziellen Strukturschäden infolge von Tornados bzw. Starkwind bewertet. Die Wahrscheinlichkeit eines Schadens wurde durch die Kombination der bedingten Wahrscheinlichkeit eines Schadens infolge Tornados bzw. Starkwinds und der Eintrittswahrscheinlichkeit solcher Ereignisse berechnet.

Aufgrund der Topographie und des Mangels potenzieller Wasserquellen in der Nähe des Standorts würde gemäß /DOE YM 2008/ das höchste wahrscheinliche Hochwasser die Wasserumleitungskapazität des Standorts nicht überschreiten. Aus diesem Grund wurde diese EVA nicht weiter berücksichtigt.

Die Blitzschlaganalyse umfasste die Bewertung der Auswirkungen von Blitzschlägen auf die Anlagen des Endlagers, in denen sich radioaktiver Abfall befinden könnte. Unter Berücksichtigung der entsprechenden Auslegungskriterien und der Tatsache, dass die Gebäude aus Stahlbeton gebaut wurden, wurden die potenziell kritischen Gebäude identifiziert und gegen die Auswirkungen eines Blitzschlags geschützt. Die Auswirkungen eines direkten Blitzschlags in ein Abfallgebäude wurden ebenfalls durch eine quantitative Analyse bewertet. Die Analyse berücksichtigte das Worst-Case-Szenario oder entsprechend die maximal auftretende die Wandtemperatur der Abfallgebäude berechnet. Gemäß /DOE YM 2008/ wurde ermittelt, dass im Falle eines Blitzschlags in ein Abfallgebäude die Integrität des Abfallgebäudes nicht verloren ginge und daher keine Freisetzung von radioaktivem Material zu erwarten sei.

Die Eintrittshäufigkeitsanalyse der Unfälle in industriellen und militärischen Anlagen in der Nähe des Endlagers umfasste die Identifizierung von allen Anlagen und Tätigkeiten innerhalb eines Radius von 5 Meilen um das Endlager. Umfang und Art der in den identifizierten Anlagen durchgeführten Tätigkeiten wurde beschrieben und Daten bezüglich Gefahrstoffen in den Anlagen gesammelt. Die Art der Gefahren umfasste Explosionen, Brände und chemische Freisetzungen, die Auswirkung auf die Sicherheit des Endlagers haben könnten. Aufgrund der abgelegenen Standortlage sowie des Mangels an relevanten explosiven Quellen und gefährlichen Chemikalien hat die Analyse gemäß /DOE YM 2008/ ermittelt, dass kein Unfallereignis in einer industriellen oder militärischen Anlage in der Umgebung des Endlagers Auswirkungen auf die Sicherheit des Endlagers haben könnte.

Die Analyse der Brände von außen, die das Endlager erreichen könnten, wurde unter Berücksichtigung ihrer möglichen Auswirkungen durchgeführt. Aufgrund der historischen Daten bezüglich der regionalen Brandhäufigkeit wurde gemäß /DOE YM 2008/ ermittelt, dass die geschätzte Eintrittshäufigkeit eines Brands von außen nicht relevant für die Sicherheit des Endlager ist.

Die Bewertung der extraterrestrischen Ereignisse bezog sich auf Objekte außerhalb der Erdatmosphäre, die in die Erdatmosphäre eintreten und auf die Erdoberfläche fallen können. Diese Objekte umfassen Meteoriten, Asteroiden, Satelliten und Teile von Satelliten. Meteoriten- und Satelliteneinschläge haben das Potential, Strukturen, Systeme oder Komponenten zu schädigen und damit eine Freisetzung von radioaktivem Material zu verursachen. Die Analyse hat zunächst die Meteoriteneinschlaghäufigkeit auf die Erdoberfläche ermittelt. Anschließend wurde die auf die Erdoberfläche und das Endlager gefallene Anzahl an Meteoriten und Satellitenteilen geschätzt. Gemäß /DOE YM 2008/ zeigten die Ergebnisse der Analyse, dass die Eintrittshäufigkeit eines extraterrestrischen Ereignisses nicht relevant für die Sicherheit des Endlager ist.

Die quantitative Analyse der auslösenden Ereignisse wurde mit Ereignisbäumen durchgeführt, die historische Daten bezüglich Ausfällen mit probabilistischen Methoden kombinierten und Eintrittshäufigkeiten oder bedingte Wahrscheinlichkeiten der Ausfälle lieferten.

Nach der Identifizierung der potenziellen EVI- und EVA-Ereignisse wurden die Ereignisabläufe analysiert. Gemäß /DOE YM 2008/ umfasste diese Analyse fünf potenzielle Endzustände des Endlagers:

- OK: Keine anderen Endzustände.
- Direkte Strahlenbelastung: Potenzielle direkte oder reflektierte Strahlenbelastung von Einzelpersonen. Radionuklidfreisetzungen wurden ausgeschlossen.
- Radionuklidfreisetzungen: Strahlenbelastung infolge einer Freisetzung von radioaktivem Material aus seinem Einschluss.
- Kritikalitätsrelevante Radionuklidfreisetzungen: Auftreten einer Radionuklidfreisetzung. Außerdem war eine Untersuchung bezüglich einer möglichen Kritikalität durchzuführen.
- Kritikalität: Eine Untersuchung bezüglich der möglichen Kritikalität der radioaktiven Abfälle war durchzuführen.

Ereignisabläufe wurden mit Ereignisablaufdiagrammen untersucht. Ereignisablaufdiagramme stellen die Entwicklung der Ereignisabläufe von dem auslösenden Ereignis bis zu den Endzuständen dar. Ereignisablaufdiagramme identifizieren die erforderlichen Schlüssel-sicherheitsfunktionen zur Erreichung der sicheren Endzustände sowie die Leistungen der Systeme, Strukturen, Komponenten und des Personals. Die Ereignisabläufe wurden mit Ereignisbäumen weiteranalysiert. Ereignisbäume werden häufig in der Nuklearindustrie verwendet. In diesem Fall erfolgt die Abbildung der Ereignisabläufe in Logikdiagrammen.

Um die Auswirkungen der verschiedenen potenziellen Strahlenbelastungen und Radionuklidfreisetzungen zu unterscheiden, wurden die oben genannten fünf Endzustände verfeinert und acht Endzustände definiert:

- OK: Keine anderen Endzustände.
- Direkte Strahlenbelastung, Abschirmungsverlust: Ausfälle von Systemen, Strukturen oder Komponenten, die zu einem Verlust der Abschirmfunktion führen.
- Direkte Strahlenbelastung, beschädigte Abschirmung: Ausfälle von Systemen, Strukturen oder Komponenten, die zu einem Schaden an der Abschirmfunktion führen.
- Gefilterte Radionuklidfreisetzung: Radionuklidfreisetzung durch einen Pfad über einen Filter in die Umgebung.
- Ungefilterte Radionuklidfreisetzung: Radionuklidfreisetzung durch einen Pfad ohne Filter in die Umgebung.
- Kritikalitätsrelevante gefilterte Radionuklidfreisetzung: Radionuklidfreisetzung über einen Pfad durch einen Filter in die Umgebung. Außerdem war eine Untersuchung bezüglich der Unterkritikalität durchzuführen.
- Kritikalitätsrelevante ungefilterte Radionuklidfreisetzung: Radionuklidfreisetzung über einen Pfad ohne Filter in die Umgebung. Außerdem war eine Untersuchung bezüglich der Unterkritikalität durchzuführen.
- Kritikalitätsereignis: Eine Untersuchung bezüglich der Unterkritikalität der radioaktiven Abfälle war durchzuführen. Radionuklidfreisetzungen wurden ausgeschlossen.

Zum einen wurden Ereignisabläufe, die zu einem unerwünschten Endzustand führen, quantifiziert und bewertet. Zum anderen wurden Ereignisabläufe, die zu einem sicheren Endzustand führen, nicht weiter berücksichtigt. Die Quantifizierung der Ereignisabläufe bestand aus der Berechnung der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse und der Endzustände, sowie aus der Quantifizierung der Ausfallwahrscheinlichkeiten der Komponenten. Zu diesem Zweck war es erforderlich die Zuverlässigkeit der Strukturen, Systeme und Komponente zu bewerten. Diese Aufgabe wurde mit Fehlerbäumen durchgeführt, die historische Ausfalldaten mit probabilistischen Methoden kombinierten und bedingte Ausfallwahrscheinlichkeiten für die verschiedenen sicherheitsrelevanten Komponenten lieferten. Um die Ausfallhäufigkeiten bzw. die bedingten Ausfallwahrscheinlichkeiten zu quantifizieren, wurde Boolesche Logik verwendet. Damit wurden die minimalen Schnittmengen festgelegt. Die minimale Schnittmenge ist die Kombination der geringsten Anzahl von Ausfällen, die das Auftreten eines Endzustands verursachen.

Am Ende des Quantifizierungsprozesses wurde jedem Ereignisablauf in der Betriebszeit eine erwartete Eintrittshäufigkeit zugewiesen. Die erwartete Eintrittshäufigkeit wurde dann zur Kategorisierung der Endzustände mit den Akzeptanzkriterien verglichen.

Gemäß /DOE YM 2008/ wurden zwei Kategorien definiert. Kategorie 1 umfasste die Ereignisabläufe, die einmal bzw. mehrmals in der Betriebszeit des Endlagers auftreten würden. Kategorie 2 umfasste die Ereignisabläufe, die mindestens einmal in 10.000 Fällen in der Betriebszeit auftreten würden. Die Kategorisierung wurde auf Basis des Mittelwerts der zugrundeliegenden Wahrscheinlichkeitsverteilungen vorgenommen.

Im Rahmen der Analyse wurde auch menschliches Versagen berücksichtigt. Die Quantifizierung solcher Ereignisse wurde in drei Schritte unterteilt. Der erste Schritt umfasste die Quantifizierung des Ereignisablaufs unter Berücksichtigung von konservativen Werten in Bezug auf menschliche Versagenswahrscheinlichkeiten. Im Rahmen des zweiten Schrittes wurden die relevantesten Fälle menschlichen Versagens aufgrund ihrer Quantifizierung identifiziert und Auslegungsänderungen vorgeschlagen. Damit konnten einige Fälle menschlichen Versagens ausgeschlossen oder ihre Eintrittshäufigkeit reduziert werden. Der dritte Schritt umfasste die detaillierte Analyse der im Ereignisablauf noch relevanten Schnittmengen.

Zusätzlich zu der Zuverlässigkeits- und Ereignisablaufanalyse wurde für die Kategorien 1 und 2 eine Konsequenzenanalyse durchgeführt. Die Konsequenzenanalyse bestand grundsätzlich aus einer Dosissequenzenanalyse, um sicherzustellen, dass die Sicherheitsziele des Endlagers erreicht werden.

Im Rahmen der Konsequenzenanalyse wurden verschiedenen Parameter, wie z. B. atmosphärische Dispersionsfaktoren für das Betriebsgelände des Endlagers verwendet. Weiterhin wurden die Radionuklidpfade für das Betriebspersonal und Besucher modelliert.

Konservative Annahmen bezüglich des Abfallinventars und der Witterungsbedingungen wurden berücksichtigt. Außerdem wurde für die Festlegung der Dosen auch der Abstand zwischen dem Betriebspersonal, einschließlich des Baupersonals, während der Errichtungs-

phase, der Öffentlichkeit und dem Quellterm berücksichtigt. Als Referenzperson jeder Gruppe wurde immer die Person mit der ermittelten Höchstdosis definiert.

7 Betrachtungen zur Restrisikominimierung

Das Eintreten eines Störfalls mit gefährlichen Folgen für Mensch und Umwelt aufgrund eines auslösenden Ereignisses während des Betriebs einer kerntechnischen Anlage wird aufgrund der Qualität der vorgesehenen Schutzmaßnahmen grundsätzlich vermieden. Es können aber nicht alle möglichen Störfälle bezüglich der Wirksamkeit der Schutzmaßnahmen vollständig ausgeschlossen werden. Die verbleibenden Störfallabläufe, die ausreichend unwahrscheinlich sein müssen, werden dem sogenannten Restrisiko zugeordnet.

Auch in dem spezifischen Fall eines Endlagers kann trotz aller vorgesehenen Maßnahmen und Sicherheitssysteme zur Vermeidung von Betriebsstörungen bzw. Störfällen, die zum Verlust der Integrität der Abfallgebinde führen können, eine Freisetzung von radioaktivem Material das Restrisiko nicht vollständig ausgeschlossen werden.

Das Konzept des Restrisikos bedeutet entsprechend, dass eine vollständige Sicherheit einer Anlage nicht gegeben sein kann; die Anlage kann immer nur ausreichend sicher sein. Für eine ausreichende Sicherheit bedarf es aber eines Abwägungsprozesses der potenziellen Gefahr gegenüber dem Nutzen des Betriebs der Anlage sowie eines Vergleichsmaßstabs.

Aufgrund der aufgetretenen, auslegungsüberschreitenden Ereignisse in Kernkraftwerken, wie z. B. den Unfällen in dem japanischen Kernkraftwerk Fukushima Daiichi, ist die Toleranz der Gesellschaft gegenüber Restrisiken im Zusammenhang mit dem Betrieb kerntechnischer Anlagen deutlich gesunken. Folglich werden zusätzliche Maßnahmen zur Minimierung des Restrisikos für den Betrieb von Endlagern aufgezeigt.

Diese zusätzlichen Maßnahmen zur Restrisikominimierung umfassen zum Beispiel Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen des Versagens von Barrieren und von anderen Schutzmaßnahmen und den Einbau von zusätzlichen passiven bzw. aktiven Einrichtungen sowie Maßnahmen zur Vermeidung des Auftretens von Betriebsstörungen bzw. Störfällen. Die zusätzlichen Einrichtungen und Maßnahmen müssen auslösende Ereignisse infolge des Betriebs des Endlagers sowie aufgrund standortspezifisch zu unterstellender Einwirkungen von innen (EVI) und von außen (EVA) berücksichtigen /DBETEC 2016e /.

7.1 Ereigniskombinationen

Nach dem Unfall in Fukushima, Japan, in 2011 sind ein gleichzeitiges Auftreten von mehr als einem anlagenexternen bzw. -internen Ereignis sowie sequenzielle und abhängige Ereignisse zu betrachten /IAEA 2016/. Ereigniskombinationen sind somit auch im Rahmen der Auslegung der Schachtförderanlage zu berücksichtigen, und zwar sowohl kausal abhängige Ereignisse als auch gleichzeitig unabhängig voneinander auftretende Ereignisse.

Gemäß /RS-Handbuch 3-0.1/ sind für die Auslegung der Kernkraftwerke Kombinationen von mehreren zu unterstellenden Einwirkungen von außen (z. B. Erdbeben, Hochwasser, Sturm, etc.) sowie aus Notstandsfällen (wie Flugzeugabsturz) untereinander oder Kombinationen dieser Einwirkungen mit Einwirkungen von innen (wie Brand oder andere anlageninterne

Ereignisse) zugrunde zu legen. Diese Kombinationen müssen unterstellt werden, wenn die zu kombinierenden Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen können oder wenn ihr gleichzeitiges Eintreten aufgrund der Wahrscheinlichkeit und des Schadensmaßes in Betracht zu ziehen sind.

Restrisiken, die sich aus EVA, aus EVI oder aus deren Kombination (z. B. Hochwasserstände infolge von Erdbeben mit Damnbrüchen, extremer Wind mit Brandereignissen etc.) ergeben, können durch geeignete Standortwahl oder Anlagenkonzeption und Betriebsplanung deutlich verringert werden. Außerdem führt der Ausfall einzelner Komponenten der Schachtförderanlage in Folge potentieller EVA oder EVI oder der Ausfall der Energieversorgung zum Stillstand der gesamten Anlage. Unabhängig von der Position des Förderkorbes im Schacht wird der Förderkorb durch die nach dem "fail-safe"-Prinzip konstruierte Bremsanlage im Falle einer Betriebsstörung durch den zusätzlichen Sicherheitskreis der Steuerung abgebremst und stillgesetzt.

7.2 Einwirkungen von außen

Im Rahmen der Sicherheitsbewertungen einer Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast in Deutschland /DBE 1994b/ wurden neben den radiologischen Risiken infolge eines Ausfalls von Komponenten und Systemen während des Betriebs auch Einwirkungen von außen (EVA) untersucht.

Für diesen Bericht werden die Ergebnisse für EVA der vorhandenen nationalen Untersuchungen /DBE 1994b/ sowie die im Rahmen des "Yucca Mountain Repository License Application Safety Assessment Report" /DOE YM 2008/ durchgeführten Untersuchungen hinsichtlich einer potenziellen Übertragbarkeit auf eine Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast identifiziert und bewertet. Potenzielle Maßnahmen zur Minimierung der radiologischen Restrisiken infolge der EVA (Zutritt von Schachtwässern und salinaren Lösungen in den Schacht und Hochwasser, Erdbeben, Sturm, Eis, Schnee, Blitzschläge, Explosionsdruckwellen und Flugzeugabstürze) werden auch untersucht.

7.2.1 Zutritt von Schachtwässern und salinaren Lösungen in den Schacht und Hochwasser

Bereits durch eine geeignete Standortauswahl für ein Endlager muss eine Gefährdung des Endlagers durch Hochwasser oder sonstige Überschwemmungen soweit möglich ausgeschlossen werden. Überflutungsszenarien, die sich durch die Standortwahl nicht ausschließen lassen, werden hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung bewertet.

Daneben ist ein möglicher Zutritt von Schachtwässern und salinaren Lösungen in den Schacht relevant für die Sicherheit des Endlagers, weil die Integrität der Abfallgebinde und die Unterkritikalität der in den Abfallgebänden enthaltenden spaltbaren Stoffe gefährdet werden könnten. Im Rahmen der Bewertung der Betriebssicherheit eines Endlagers ist sicherzustellen, dass in relevanten betrieblichen und nachbetrieblichen Szenarien Radionuk-

lidge sicher eingeschlossen bzw. rückgehalten und die spaltbaren Stoffe der Abfallgebinde unterkritisch gehalten werden. Zu berücksichtigende Kritikalitätssicherheitsaspekte werden im Kapitel 7.4 erläutert.

7.2.2 Erdbeben

Im Rahmen des Standortauswahlverfahrens eines Endlagers ist zu beachten, dass das Endlager in Zonen mit schwacher seismischer Aktivität errichtet werden muss. In Deutschland erfolgt die Ermittlung seismischer Lastannahmen für die Standorte der Endlager in Anlehnung an /KTA 2201.1/. Zur Bestimmung der seismischen Risiken werden für den Standort Analysen historischer Erdbebenbeobachtungen durchgeführt. Diese werden verbunden mit einer Bewertung der geologisch-tektonischen Verhältnisse der dem Standort benachbarten Gebiete in Hinblick auf potenzielle Erdbebenherde. Gemäß /KTA 2201.1/ werden die Endlager- und Schachteinrichtungen unter Zugrundelegung der ermittelten zu berücksichtigenden Erdbebenintensitäten und Magnituden (einschließlich der zugehörigen Entfernungs- und Herdtiefenbereiche) bewertet und klassifiziert. Die Intensität beschreibt die Auswirkung eines Erdbebens an einem beliebigen Punkt an der Erdoberfläche.

Strukturen und Komponenten der Schachtförderanlage (z. B. Förderturm, Schachthalle, Schachtkeller, etc.) sind gemäß der Klassifizierung nach /KTA 2201.1/ auszulegen. Dabei werden grundsätzlich Sicherheitsmargen in der Auslegung von Strukturen und Komponenten berücksichtigt, um eine Freisetzung von radioaktivem Material durch mechanische Einwirkung auf Abfallgebinde in Folge von Erdbeben sicher auszuschließen. Außerdem führt der Ausfall der Energieversorgung der Schachtförderanlage in Folge eines Erdbebens zum Stillsetzen der gesamten Anlage. Unabhängig von der Position des Förderkorbes im Schacht wird der Förderkorb durch die nach dem „Fail-safe“-Prinzip konstruierte Bremsanlage im Falle einer Betriebsstörung durch den zusätzlichen Sicherheitskreis der Steuerung abgebremst und stillgesetzt (s. Kapitel 2.1.2).

Schließlich ist gemäß /KTA 2201.1/ nach einem Erdbeben eine Anlagenkontrolle, z. B. in Form einer Begehung, durchzuführen. Das Ziel der Anlagenkontrolle ist die Beurteilung der Erdbebenauswirkungen in Hinblick auf einen sicheren Weiterbetrieb der Anlage.

7.2.3 Blitzschlag, Wind, Sturm, Eis und Schnee

Blitzeinwirkungen sind durch bautechnische Maßnahmen ausgeschlossen. Es ist zu beachten, dass im Rahmen des Betriebs der Schachtförderanlage ein direkter Blitzschlag auf ein Abfallgebinde nicht möglich ist und aus diesem Grund potenzielle resultierende Auswirkungen nicht weiter zu untersuchen sind. Aufgrund des Betriebsablaufes in Yucca Mountain gemäß /DOE YM 2008/ wurde im Rahmen der Bewertung des gesamten Betriebs des Endlagers die Auswirkung eines direkten Blitzschlags auf ein Abfallgebinde im Endlagerbereich berücksichtigt.

Grundsätzlich sind alle Gebäude und Strukturen einschließlich des Schachtturms mit zugehörigen Gebäuden bautechnisch gegen Belastungen durch Wind, Sturm, Eis und Schnee auszulegen. Für die Auslegung der Strukturen und Gebäude sind Wetterdaten für das Gebiet des Endlagerstandortes und der Umgebung und die sich daraus ergebenden relevanten maximalen Belastungen zu berücksichtigen. Diese maximalen Belastungen werden aus den standortspezifischen Gegebenheiten (Wetterdaten, Seismik, etc.) ermittelt. Aus diesem Grund sind zusätzliche Maßnahmen zur Minimierung der resultierenden Risiken nicht vorgesehen.

Dennoch sind im Rahmen der Restrisikominimierung die Auswirkungen dieser Einwirkung(en) während des Transports der Abfallgebände mit der Schachtförderanlage aufzunehmen. Die Bewertung muss mechanische Schäden abdecken.

7.2.4 Explosionsdruckwellen

Detonationen in Anlagen oder während des Transports von explosionsfähigen Stoffen in der Nähe des Endlagers können die Struktur und Stabilität der Gebäude und Einrichtungen, wie z. B. der Schachtförderanlage, beeinflussen und daher sicherheitsrelevante auslösende Ereignisse darstellen.

Aus diesem Grund sind die potenziellen Quellen möglicher Explosionsdruckwellen zu berücksichtigen und hinsichtlich Umfang und Art der relevanten Prozesse sowie der beteiligten Gefahrstoffe zu bewerten. Diese Untersuchungen sollen die Gefahren durch Explosionen, Brände und chemische Freisetzungen umfassen, die auf die Sicherheit des Endlagers einwirken können. Gemäß /KTA 2103/ sind Kombinationen des Ereignisses Explosion mit einem anderen Ereignis auch zu untersuchen. Diese Untersuchungen sind durchzuführen, wenn die Ereignisse in einem kausalen Zusammenhang stehen (z. B. Explosion und daraus folgender Brand, Erdbeben und daraus folgende Explosion, etc.) oder wenn die Gleichzeitigkeit der Ereignisse aufgrund der Wahrscheinlichkeit und des Schadensausmaßes in Betracht gezogen werden.

Es ist zu erwarten, dass im Rahmen des Standortauswahlverfahrens Standorte mit einem ausreichenden Abstand von industriellen und militärischen Anlagen, und damit von potenziellen Explosionsquellen, ausgewählt werden. Aus diesem Grund sind zusätzliche Maßnahmen zur Minimierung von Einwirkungen auf die Sicherheit der Schachtförderanlage aus solchen Quellen nicht vorgesehen.

Dennoch sind im Rahmen der Restrisikominimierung die Auswirkungen dieser Einwirkung(en) während des Transports der Abfallgebände mit der Schachtförderanlage aufzunehmen. Die Bewertung muss mechanische Schäden abdecken.

7.2.5 Flugzeugabsturz

Gemäß /BfS 2005/ werden für die Bemessung der vor einem Aufprall abstürzender Flugzeuge und Wrackteile zu schützenden Gebäude unterschiedliche Lastannahmen zugrunde gelegt. Die Auswirkungen eines derartigen Aufpralls bei nicht geschützten Gebäuden sind abhängig von der Gebäude- und Systemanordnung der jeweiligen Anlagen.

Die anlagenspezifische Ermittlung der Häufigkeit für das Auftreten eines Flugzeugabsturzes erfolgt auf Basis von für den Standort geltenden Flugunfall-Statistiken, jeweils für die verschiedenen Flugzeugtypen (militärische und zivile Flugzeuge), und Gewichtsklassen (Klasse 1 – Flugzeuge mit über 5,7 Mg, Klasse 2 – Flugzeuge mit über 2,0 bis 5,7 Mg, Klasse 3 – Flugzeuge mit bis zu 2,0 Mg, Klasse 4 – Drehflügler). Gemäß /BfS 2005/ kann die Bewertung der Eintrittshäufigkeit eines Flugzeugabsturzes grundsätzlich in zwei Hauptphasen durchgeführt werden.

Zuerst werden die zivilen und militärischen Flugplätze und -häfen sowie die militärischen und zivilen Flugkorridore in der Nähe des Endlagers identifiziert. Die Ermittlung kann auf Basis eines "Abstandskriteriums" erfolgen. Zum Beispiel sollen gemäß /BfS 2005/ die zivilen und militärischen Flugplätze kleinerer und mittlerer Größe im Umkreis von 50 km und Großflughäfen im Umkreis von bis zu 150 km des Endlagers identifiziert werden.

In der zweiten Phase der Bewertung der Flugzeugabstürze wird bei Bedarf eine quantitative Analyse der Eintrittshäufigkeiten durchgeführt. Die Häufigkeit von Abstürzen wird auf Basis von historischen Daten des Flugverkehrs in der Nähe des Standortes durchgeführt. Wie in /BfS 2005/ dargestellt, muss die Flugzeugabsturzhäufigkeit unter Berücksichtigung von verschiedenen Flugzeugtypen (militärischen und zivilen Flugzeugen) während verschiedener Flugphasen (z. B. Start- und Landephase) und für verschiedene Situationen (Flugverkehrsstrecken und freier Luftverkehr) durchgeführt werden. Die anlagenspezifische Ermittlung der Häufigkeit für das Auftreten eines Flugzeugabsturzes erfolgt dann auf Basis der standortspezifischen Flugstatistiken.

Es ist zu erwarten, dass die Standortauswahl eines Endlagers derart durchgeführt wird, dass keine wesentliche Gefährdung durch das Ereignis Flugzeugabsturz zu erwarten ist. Dennoch sind im Rahmen der Restrisikominimierung die Auswirkungen eines Flugzeugabsturzes während des Transports der Abfallgebinde mit der Schachtförderanlage, z. B. ein Versagen der Komponenten der Schachtförderanlage und der Integrität des Abfallgebundes sowie eine potenzielle Freisetzung von radioaktivem Material, zu bewerten. Zur Schätzung der Auswirkung eines Flugzeugabsturzes muss zuerst das Verhalten der betroffenen Gebäude und Strukturen und dann die Einwirkung auf die mit der Schachtförderanlage transportierten Abfallgebinde bewertet werden.

Dennoch sind im Rahmen der Restrisikominimierung die Auswirkungen dieser Einwirkung(en) während des Transports der Abfallgebinde mit der Schachtförderanlage aufzunehmen. Die Bewertung muss sowohl mechanische wie auch thermische Schäden abdecken. Hier ist ggf. eine probabilistische Ereignisablaufanalyse durchzuführen. Bei End-

lagerstätten spielt ggf. ein Treibstoffbrand durch eindringenden Treibstoff eine signifikante Rolle.

7.3 Einwirkungen von innen

Im Rahmen der vorhandenen Sicherheitsanalysen einer Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast in Deutschland /DBE 1994b/ wurden neben den potenziellen radiologischen Auswirkungen infolge eines Ausfalls von Komponenten und Systemen auch Einwirkungen von innen (EVI) untersucht. Anzumerken ist in diesem Zusammenhang, dass in diesem Vorhaben keine Untersuchungen zu Ereigniskombinationen von EVI mit anderen Ereignissen (u. a. anderen EVI oder EVA) erfolgt sind, diese aber aufgrund von Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung kerntechnischer Einrichtungen in zukünftigen Arbeiten berücksichtigt werden sollen.

Für diesen Bericht wurden die Ergebnisse der nationalen /DBE 1994b/ und der internationalen im Rahmen des "Yucca Mountain Repository License Application Safety Assessment Report" /DOE YM 2008/ durchgeführten Untersuchungen zu den EVI hinsichtlich einer potenziellen Übertragbarkeit auf eine Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast betrachtet und bewertet. Potenzielle Maßnahmen zur Minimierung der radiologischen Restrisiken infolge EVI (Absturz eines Abfallgebundes und Brand) werden auch berücksichtigt.

7.3.1 Absturz der Endlagergebände

Im Bereich der Schachtförderanlage sind grundsätzlich die folgenden sicherheitsrelevanten Störfälle im Zusammenhang mit einem Absturz eines Endlagergebundes zu betrachten:

- Absturz des Abfallgebundes bei der Förderung nach unter Tage
- Schweres Übertreiben des Förderkorbes
- Absturz einer schweren Last auf das Abfallgebände im Förderkorb

Der Absturz eines Abfallgebundes bei der Förderung nach unter Tage kann durch das Versagen mehrerer Oberseile oder infolge eines Wellenbruchs an der Treibscheibe ausgelöst werden. Als Maßnahmen zur Minimierung der Eintrittswahrscheinlichkeit dieses Ereignisses sind redundante Oberseile vorgesehen. Außerdem werden regelmäßige Wartungstätigkeiten durchgeführt, um einen optimalen Zustand der Oberseile dauerhaft sicherzustellen (s. Kapitel 2).

Ein Versagen der Brems- und Steuerungsanlage kann auch zu einem Absturz des Abfallgebundes in den Schacht führen. Aus diesem Grund sind redundante Hydrauliksicherheitskreise zur Versorgung der Fahr- und Sicherheitsbremsen vorgesehen.

Außerdem ist theoretisch ein Versagen der Förderturmkonstruktion denkbar, so dass der Förderkorb mit Abfallgebünden, Treibscheibe und Oberseilen zusammen in den Schacht stürzt. Das Versagen der Stützwangenträger und der Abriss des Gegengewichtsbodens füh-

ren ebenfalls zu einem Absturz. Aufgrund der sehr geringen Wahrscheinlichkeit dieser Ereignisse werden neben den vorgenannten Wartungstätigkeiten keine zusätzlichen Maßnahmen vorgesehen.

Beim schweren Übertreiben des beladenen Förderkorbes nach oben oder nach unten wird die kinetische Energie in Verformungsenergie der Stahlbänder der SELDA-Bremsanlage umgewandelt. Das Übertreiben nach oben oder nach unten mit voller Fördergeschwindigkeit setzt voraus, dass die Förderantriebssteuerung auf die Teufen-Schaltimpulse nicht anspricht und die Fahrbremsen versagen.

Schließlich kann der Absturz schwerer Last auf das Abfallgebäude (z. B. der Fall eines Platteauwagens auf den beladenen Förderkorb) aufgrund der Unverfügbarkeit mehrerer sicherheitstechnischer Verriegelungen und eines nicht bestimmungsgemäßen Verfahrens auftreten. Dazu müssen drei fehlerhafte nicht bestimmungsgemäße Abläufe durchgeführt werden:

- Schleusentor muss geöffnet werden
- Schachtsperre muss geöffnet werden
- Hubtor muss entriegelt und geöffnet werden

Diese drei Bedingungen können nur durch gleichzeitiges Aufheben einer Vielzahl von Verriegelungen, welche ein solches Szenario verhindern sollen, erfüllt werden. Dazu ist es notwendig, dass mehrere, in einer kausalen Folge eintreffende Signale fehlerhaft nicht anstehen. Ein Übersehen von Signalen durch den Maschinenführer ist nicht möglich, da bei einem auftretenden Fehler der Sicherheitskreis der Schachtförderanlage die Sicherheitsbremse unverzüglich auslöst und somit die Schachtförderanlage stillsetzt /TAS 2005/. Zur Verhinderung der ungeplanten Öffnung des Hubtores wurde eine inhärent sichere ("fail-safe"-Prinzip) mechanische Verriegelung realisiert, die sich nur bei vorstehendem Förderkorb öffnen lässt. Technisch fährt ein Zylinder von der Beschickungsebene in den Zwischenboden des vorstehenden Förderkorbes ein, trifft dort auf eine Umlenkung, die wiederum aus dem Zwischenboden ausfährt und das Hubtor entriegelt.

7.3.2 Brand

Aufgrund des Fehlens einer Zündquelle sowie der geringen Brandlast ist die Entstehung eines Brandes im Förderkorb während des Transports eines Abfallgebüdes nach unten sehr unwahrscheinlich. Dennoch können Brandereignisse in anderen Anlagen bzw. Gebäuden des Endlagers eintreten und auf die Schachtförderanlage übergreifen. Aus diesem Grund sind endlagerinterne Brände sicherheitsrelevante Ereignisse, die thermische Einwirkungen auf die Abfallgebüde haben können. Eine Freisetzung von radioaktivem Material ist grundsätzlich durch Maßnahmen des aktiven und passiven Brandschutzes zu vermeiden. Folgebrände, u. a. nach EVA (z. B. Erdbeben oder Flugzeugabsturz) oder EVI, wurden im Rahmen dieses Vorhabens nicht betrachtet und sollen in zukünftigen Arbeiten berücksichtigt werden.

Die Auslegung eines Endlagers sieht eine Reihe von Maßnahmen zur Branderkennung und Brandbekämpfung über Tage vor, die ein Übergreifen eines Brandes auf Bereiche mit radioaktivem Material vermeiden. Außerdem sind gemäß /KONRAD 2002/ nur geringe Brandlasten im übertägigen Bereich. Gemäß /KONRAD 2002/ wird den Grundsätzen des Brandschutzes durch die Einteilung der Gebäude in Brandabschnitte und Brandbekämpfungsabschnitte Rechnung getragen. Einer Brandausbreitung wird auch durch zusätzliche administrative Maßnahmen vorgebeugt.

Unter Tage stellen Fahrzeuge potenzielle Brandlasten und Zündquellen dar. Im Fall des Brands eines Fahrzeuges kann die resultierende Temperaturbelastung auf die in der Nähe befindlichen Abfallgebinde einwirken. Die Erwärmung kann zu Zustandsänderungen der Abfälle und zum Verlust der Integrität des Abfallgebundes und damit zu einer potenziellen Freisetzung von radioaktivem Material führen. Zur Minimierung der Einwirkungen der entsprechenden Risiken gemäß /KONRAD 2002/ wird die untertägige Menge von brennbaren Materialien, wie z. B. Kraftstoff, Öle, Reifen, Kabel etc., begrenzt. Abfallbehälter müssen spezielle Anforderungen, welche die Besonderheiten von untertägigen Bränden berücksichtigen, erfüllen. Außerdem sind gemäß /DBETEC 2012/ über Tage im Schachtkeller vier Brandklappen vorgesehen. Im Brandfall ist es möglich, den Schacht mit diesen Klappen vollständig abzudecken. Die Brandklappen werden als Stahlkonstruktion ausgeführt und sind in einem Rahmen auf den Fundamenten des Schachtkellers zu verlagern.

Gemäß /KTA 2101.1/ sind Brandlasten raumweise in einer Brandgefahrenanalyse zu erfassen. Eine Brandgefahrenanalyse ist eine systematische deterministische Analyse zur Bewertung der möglichen Gefährdung der Sicherheit der Anlage durch Brand sowie der vorhandenen Brandschutzmaßnahmen im Hinblick auf die einzuhaltenden Schutzziele /KTA 2101.1/.

Um die Brandbekämpfung als dynamischen Prozess zu modellieren und zu simulieren und eine möglichst realitätsnahe Modellierung der komplexen Wechselwirkungen und zeitlichen Abhängigkeiten zwischen physikalisch-chemischen Prozessen der Brandentwicklung, menschlichen Handlungsabläufen zur Bekämpfung des Brandes und den für die Brandentwicklung und Brandbekämpfung relevanten stochastischen Einflussfaktoren durchzuführen, wurde im Rahmen des Forschungs- und Entwicklungsvorhabens RS1198 erstmals eine integrale deterministisch-probabilistische Sicherheitsanalyse bezüglich eines Brandszenarios unter Berücksichtigung von Brandbekämpfungsmaßnahmen durch das Anlagenpersonal erfolgreich unter Verwendung des Analysewerkzeugs Monte Carlo Dynamic Event Tree (MCDET) durchgeführt /GRS 331/. Gemäß /GRS 331/ ist durch die detaillierten Ergebnisse einer MCDET-Analyse die Möglichkeit gegeben, Versagenskriterien detaillierter zu spezifizieren und diese Informationen in der Auswertung zu berücksichtigen.

7.4 Kritikalität

Kritikalität der im Abfallgebinde enthaltenden Brennstoffe ist durch geeignete Einrichtungen und Maßnahmen auszuschließen. Sie kann aufgrund einer Leistungsexkursion zu einer unzulässigen Erhöhung der Temperatur und zur Beschädigung der Abfallgebinde und somit zur

Freisetzung von radioaktivem Material führen. Aus diesem Grund müssen die im Abfallgebinde enthaltenen ausgedienten Brennstäbe oder Brennelemente immer den Kritikalitätssicherheitsanforderungen entsprechen. Der effektive Multiplikationsfaktor (k_{eff}) muss unter 0.95 bleiben. Diese Anforderung muss immer erfüllt werden, z. B. auch im Falle von Wasserzutritt zu den Abfallgebinden oder bei einer mechanischen Beschädigung der Behälter.

Bereits bei der Zwischenlagerung von Kernbrennstoffen muss bei der bestimmungsgemäßen Lagerung, bei der Behälterhandhabung und allen zu unterstellenden Störfällen sowie bei Flugzeugabsturz und von außen auftretenden Druckwellen sichergestellt sein, dass die eingelagerten Kernbrennstoffe und ihre Anordnung unterkritisch bleiben. Dabei sind die Anforderung nach DIN 25403, Teil 1, insbesondere die darin genannten technischen Sicherheitsmaßnahmen, sowie die Sicherheitsprinzipien, die sich auf den Schutz gegen Störereignisse und die Nachweisführung der Kritikalitätssicherheit beziehen, einzuhalten /DIN 25403, Teil1/.

Die Kritikalität im HAW-Endlager ist grundsätzlich abhängig von den Eigenschaften der ausgedienten Brennstäbe oder Brennelemente und ihrer Konfiguration im Abfallgebinde, dem Moderator und den Materialeigenschaften des Behälters. Außerdem ist das Herstellungsverfahren der Komponenten des Behälters zu berücksichtigen. Daher sind Maßnahmen zur Sicherstellung der Kritikalitätssicherheitsanforderungen grundsätzlich abhängig von der Auslegung und den Eigenschaften des Behälters und den Eigenschaften der Abfallprodukte. Gleiches gilt für die Abfälle des Endlagers Konrad, die zwar keine ausgedienten Brennstäbe oder Brennelemente enthalten, aber Brennstoffreste enthalten können.

Bei der Handhabung einzelner Abfallgebinde sowie bei der Endlagerung von Abfallgebinden in den Einlagerungskammern /KONRAD 2002/ sind die zulässigen Massenkonzentrationen spaltbarer Stoffe im Abfallprodukt und die zulässige Masse an spaltbaren Stoffen pro Abfallgebinde zu begrenzen, so dass die Unterkritikalität sichergestellt wird. Die Abfallgebinde sind unter Berücksichtigung aller möglichen Szenarien im Rahmen der Betriebs- und der Nachbetriebsphase des Endlagers auszulegen. Aus diesem Grund wurden gemäß /KONRAD 2002/ zum Beispiel die folgende wesentliche Anforderung aus der Kritikalitätssicherheit abgeleitet:

- Die Abfallprodukte dürfen mit thermischen Neutronen spaltbare Stoffe außer Natururan und angereichertem Uran nur in einer Massenkonzentration bis zu 50 g pro 0,1 m³ Abfallprodukt enthalten (Konradspezifisch).

Es ist zu beachten, dass der Betrieb der Schachtförderanlage nur während der Betriebsphase des Endlagers erfolgt. Aus diesem Grund wird die Kritikalitätssicherheit während der Nachbetriebsphase im Rahmen dieses Berichts nicht weiter berücksichtigt.

Gemäß /POSIVA SC 2012/ ist die Sicherstellung der Unterkritikalität der Abfallprodukte eine der Hauptanforderungen, die die Abfallgebinde einhalten müssen. Die Abfallprodukte müssen in allen Betriebs- und Endlagerbedingungen unterkritisch gehalten werden, auch bei einem Zutritt von Wasser durch eine beschädigte Umhüllung des Abfalls.

7.5 Maßnahmen zur Restrisikominimierung

Neben den bergbauüblichen Sicherheitssystemen wurde in Finnland eine zusätzliche Maßnahme zur Minimierung der Restrisiken im Zusammenhang mit einem potentiellen Absturz eines Abfallgebundes in den Schacht erwogen. Es wurde die Möglichkeit untersucht, stoßdämpfende Materialien ("Granular lightweight expandable clay aggregate" – LECA) am Schachtboden einzubauen (s. Kapitel 6.5), so dass bei einem Fall des Abfallgebundes bzw. des Förderkorbes in den Schacht das Dämmmaterial die Stoßbelastung dämpfen würde. Dadurch kann die Wahrscheinlichkeit eines Verlusts der Integrität des Abfallgebundes und damit die Wahrscheinlichkeit einer Freisetzung von radioaktivem Material reduziert werden.

Die Leistung der Stoßdämpfer sowie ihre Dimensionierung wurde im Rahmen der Betriebssicherheitsbewertung des Endlagers in Finnland /POSIVA 2012/ untersucht. Dabei wurden das Verhalten der Abfallgebände sowie der Stoßdämpfer bei einem Fall des Förderkorbs in den Schacht während des Transports eines Abfallgebundes bestimmt. Das Verhalten der Stoßdämpfer am Schachtboden beim Fall des Förderkorbs während des Transports eines Abfallgebundes wurde von der finnischen Firma VTT im Unterauftrag von POSIVA modelliert und die Stoßbelastung des Abfallgebundes quantifiziert. Die Eigenschaften des LECA-Materials unter statischen und dynamischen Belastungen wurden in kleinem Maßstab experimentell bestimmt. Die Skalierungsfragen im Zusammenhang mit dem kleinen Maßstab der Versuche und der realen Auswirkung auf die Integrität des Abfallgebundes wurden mit Dimensionsanalysen untersucht. Außerdem wurde die Integrität des Abfallgebundes unter Stoßbelastungen numerisch simuliert.

Die Ergebnisse der dynamischen Stoßdämpfer-Tests zeigten, dass der Aufprall auf dem LECA-Stoßdämpfer relativ weich ist, mit großen Verzögerungswegen, im Vergleich zu den Dimensionen der Abfallgebände /POSIVA 2012/. Die dynamischen Stoßdämpfer-Tests wurden unter Berücksichtigung verschiedener Aufprallgeschwindigkeiten (zwischen 40 m/s und 90 m/s) und LECA-Materialarten durchgeführt. Die Ergebnisse der Untersuchungen haben gezeigt, dass für eine Aufprallgeschwindigkeit von 90 m/s (Worst-Case-Szenario), ein Bremsabstand (Stoßdämpfertiefe) zwischen 30 und 40 m erforderlich ist (abhängig von LECA-Materialart), damit die Integrität des Abfallgebundes gewahrt wird.

Das Konzept scheint effektiv und geeignet zu sein, um als Maßnahme zur Restrisikominimierung auf das Konzept zum Schachttransport schwerer Lasten bis zu 175 t Nutzlast übertragen zu werden. Besonders ist zu bemerken, dass es sich um die Einführung einer rein passiven Sicherheitsfunktion handelt, da die Funktion des LECA-Stoßdämpfers unabhängig von externen Versorgungsquellen (wie z. B. Hydraulik-, Stromquellen, etc.) und von menschlichen Handlungen ist.

Die in Finnland durchgeführten Untersuchungen können als Grundlage für die Entwicklung eines Risikominimierungskonzeptes für die deutschen Endlagerplanungen verwendet werden. Dazu ist zunächst auf Basis der vorhandenen Daten sowie des existierenden Endlagerkonzeptes abzuschätzen, ob das Restrisiko für die Endlager eindeutig gemindert werden kann. Ist das der Fall sind zusätzliche Untersuchungen und experimentelle Nachweise unter Berücksichtigung der spezifischen Merkmale deutscher Abfallgebände sowie der

Auslegung des deutschen Endlagers insbesondere in Hinblick auf die voraussichtliche Schachtteufe nötig (die Auslegung des finnischen Endlagers sieht eine Schachtteufe von rund 400 m vor, die somit wesentlich geringer als die Schachtteufen der Endlager in Deutschland ist). Dazu gehört auch die Dimensionierung und ggf. Anpassung des Stoßdämpfermaterials oder die gewählte Stoßdämpfertechnik.

Eine weitere Möglichkeit, das Restrisiko zu mindern, ist die Implementierung von Systemen, die die Auswirkungen einer Freisetzung von radioaktiven Materialien im Endlager beschränken. Das können z. B. Filter und spezielle Bewässerungssysteme sein, wie im "Repository License Application Safety Assessment Report" für das Endlager Yucca Mountain /DOE YM 2008/ beschrieben.

8 Zwischenlagerzeit für TLB-Einlagerung in Ton- bzw. Granitformationen

Im Folgenden werden die Art und Menge der radioaktiven Abfälle und ausgedienten Brennelementen in endzulagernden Gebinde umgesetzt und ein TLB beispielhaft beschrieben, die Temperaturkriterien genannt und die erforderlichen Zwischenlagerzeit für das Wirtsgestein Ton dargestellt. Zielsetzung ist die Vorbereitung der zukünftigen Bewertung gebirgsmechanischer Ereignisse aufgrund der direkten Endlagerung von TLB.

8.1 TLB als Endlagerbehälter für den Schachttransport

Für die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle und ausgedienter Brennelemente in horizontalen Kurzbohrlöchern sind folgende Transport- und Lagerbehälter zu berücksichtigen:

- Brennelemente von DWR im CASTOR[®] V/19, von SWR in CASTOR[®] V/52 und von WWER-DWR in CASTOR[®] 440/84
- radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung [CSD-V (HAW-Kokillen) CSD-B und CSD-C] in CASTOR[®] HAW 20/28 CG, CASTOR[®] HAW 28M, TN 85, TN 24 E, TS 28 V und TGC27,

In Tabelle 8-1 sind die wichtigsten Daten zu für die horizontale Bohrlochlagerung zusammengestellt.

Tabelle 8-1: Abmessungen und Masse der TLB

TLB	Länge/ Höhe [mm]	Durch- messer [mm]	Gebinde- volumen [m ³]	Max. Gebinde- masse [Mg]	Transport- gebinde- volumen [m ³]
CASTOR [®] V/19	5.940 ¹⁾	2.440	27,8	126	27,8
CASTOR [®] V/52	5.530 ¹⁾	2.440	25,9	124	25,9
CASTOR [®] 440/84	4.080	2.660	22,7	116	22,7
CASTOR [®] HAW 20/28 CG	6.110 ¹⁾	2.480	29,5	112	29,5
TS 28 V	6.100 ¹⁾	2.500	29,9	112	29,9
CASTOR [®] HAW 28M	6.122 ¹⁾	2.430	28,4	115	28,4
TN 85	6.200 ¹⁾	2.480	29,9	110	29,9
TGC 27	Keine Angaben, da der Behälter derzeit entwickelt wird				

Diese Transport- und Lagerbehälter haben eine Zulassung für den Transport und die Zwischenlagerung von ausgedienten Brennelementen und Wiederaufarbeitungsabfällen. Der Eignungsnachweis solcher Behälter für die Endlagerung ist noch zu erbringen.

Aus Kritikalitätssicherheitsgründen werden die vorhandenen Hohlräume in den Behältern mit ausgedienten Brennelementen mittels z. B. Magnetitgranulat verfüllt, somit wird als abdeckende Masse für den schwersten Behälter 160 t angenommen.

Beispielhaft wird im Folgenden ein Behälter für ausgediente BE und Abfälle aus der Wiederaufarbeitung beschrieben.

Der CASTOR® V/19 (s. Abbildung 8-1) ist für den Transport und die Lagerung von bis zu 19 DWR-BE ausgelegt. Die zulässige Gesamtwärmeleistung beträgt 39 kW und die zulässige Gesamtaktivität 1.900 PBq.

Der Behälter besteht aus einem monolithischen Körper aus Sphäroguss in Form eines einseitig geschlossenen Hohlzylinders, einem Tragkorb zur Aufnahme der Brennelemente und dem übereinander angeordneten Verschlusssystem (Primär- und Sekundärdeckel) sowie einer Schutzplatte.

An der äußeren Mantelfläche des Behälterkörpers sind zur Verbesserung der passiven Wärmeabfuhr Radialrippen eingearbeitet. Primär- und Sekundärdeckel sind aus rostfreiem Stahl gefertigt und werden mit dem Behälterkörper fest verschraubt. Sie gewährleisten in Verbindung mit Metalldichtungen den sicheren Einschluss der Brennelemente.

An der boden- und deckelseitigen Mantelfläche des Behälterkörpers sind zum Anbringen von Handhabungseinrichtungen jeweils paarweise Tragzapfen angeschraubt. Während des Transports auf öffentlichen Straßen ist der Behälter (ohne Schutzplatte) mit Stoßdämpfern ausgerüstet.

8.2 Anzahl der Abfallgebinde

In der Tabelle 8-2 ist die Anzahl der Endlagergebinde für die Variante horizontale Kurzbohrlochlagerung aufgeführt.

8.3 Temperatur-Kriterien

Die Kommission Lagerung hochradioaktiver Abfallstoffe gemäß § 3 Standortauswahlgesetz /KOM 2016/ hat in ihrem Abschlussbericht folgende Temperatur-Kriterien in einer Kriterienableitung formuliert:

Im Rahmen der Standortauswahl muss nachvollziehbar sichergestellt werden, dass der ewG und das überlagernde Deckgebirge (einschließlich des Nebengebirges, soweit möglicherweise betroffen) so beschaffen sind, dass temperaturbedingte Änderungen der Gesteinseigenschaften sowie thermomechanische Gebirgsspannungen nicht zu einem Festigkeitsverlust und der Bildung von Sekundärpermeabilitäten führen. Die Ableitung der Kriterien im Rahmen des Standortauswahlverfahrens muss daher die Bildung wärmeindu-

zierter Sekundärpermeabilitäten und ihre Ausdehnung bewerten, sowie die Temperaturstabilität des Wirtsgesteins im Rahmen von Mineralumwandlungen abschätzen.

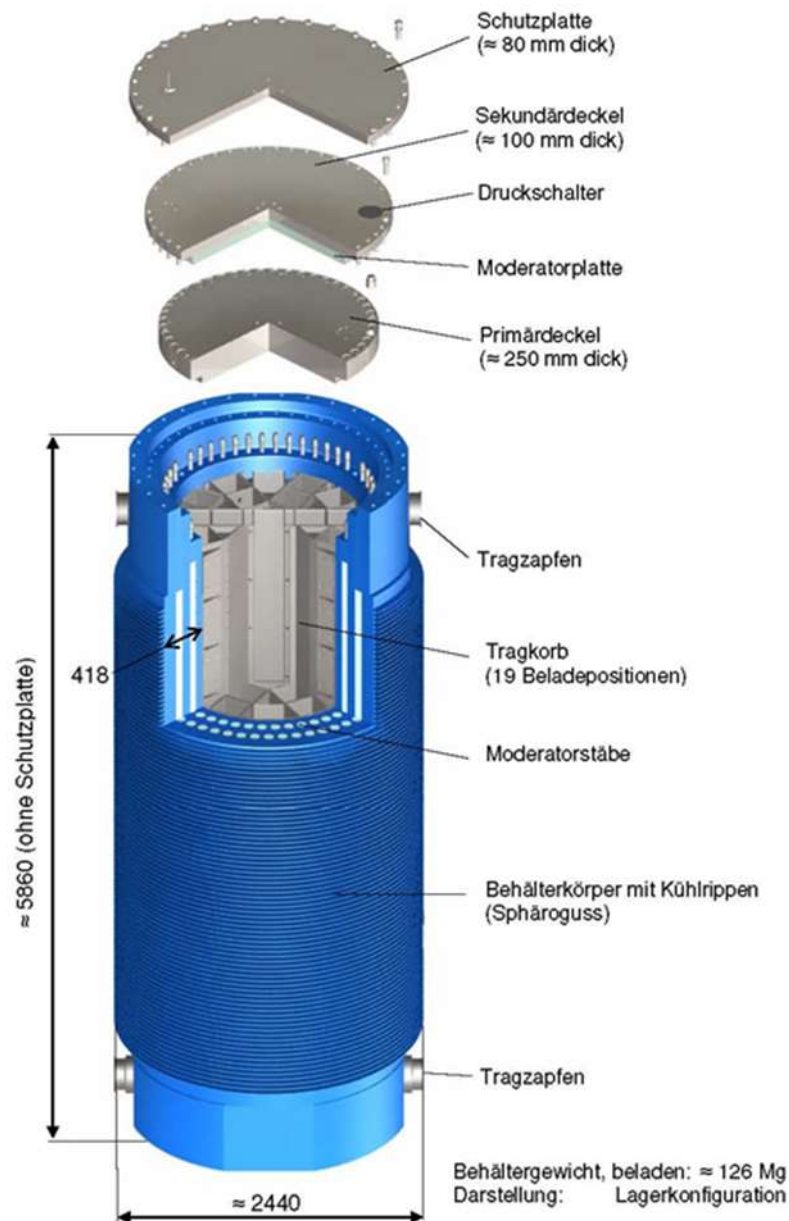


Abbildung 8-1: CASTOR® V/19

Hieraus empfiehlt die Kommission aus Vorsorgegründen eine Grenztemperatur von 100°C an der Außenfläche der Behälter, solange nicht die physikalisch maximal möglichen Temperaturen in den jeweiligen Wirtsgesteinen aufgrund von Forschungsarbeiten zuverlässig festgelegt worden sind.

Tabelle 8-2: Anzahl der TLB für die Einlagerung in horizontale Kurzbohrlöcher

Abfallart		Endlagerbehälter	
		Bezeichnung	Anzahl
Ausgediente Brennelemente aus Leistungsreaktoren	DWR	CASTOR® V/19	736
	SWR	CASTOR® V/52	300
	WWER-DWR	CASTOR® 440/84	61
	Summe	-	1.097
CSD-V	AREVA NC (F)	CASTOR® HAW 20/28 CG CASTOR® HAW 28M TN 85 TS 28 V	134
	Sellafield Ltd. (UK)	CASTOR® HAW 28M	
	VEK (D)	CASTOR® HAW 20/28 CG	
CSD-B	AREVA NC (F)	CASTOR® HAW 28M	5
CSD-C	AREVA NC (F)	TGC27	152

Insgesamt sind ca. 1.390 Transportvorgänge für die horizontale Kurzbohrlochlagerung durchzuführen.

8.4 Erforderliche Zwischenlagerzeit für das Wirtsgestein Ton

Bei der Ansetzung einer Grenztemperatur von 100°C an der Außenfläche der Behälter ergibt sich nach Abbildung für den CASTOR® V/19 Behälter mit einem Mix aus 17 DWR Uran und 2 MOX-BE eine erforderliche Zwischenlagerzeit von ca. 320 Jahren.

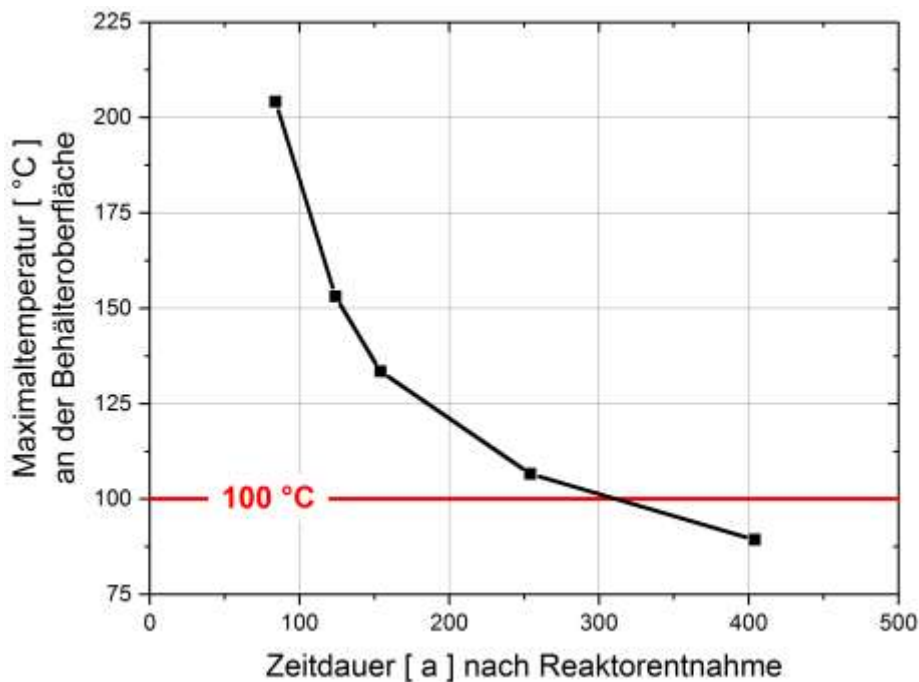


Abbildung 8-2: Ermittlung der erforderlichen Zwischenlagerzeit in Ton für einen CASTOR® V/19 Behälter

Die erforderlichen Zwischenlagerzeiten im Salz werden aufgrund der besseren Wärmeleitfähigkeit geringer ausfallen, während die Zwischenlagerzeiten für das Wirtsgestein Granit aufgrund des zur Abdichtung eingesetzten Bentonits vergleichbar ausfallen werden.

Dieses Ergebnis zeigt deutlich auf, dass es zur Realisierung der direkten Endlagerung von TLB zwingend erforderlich ist, die physikalisch maximal möglichen Temperaturen für die verschiedenen Wirtsgesteine zu ermitteln.

9 Fazit

Im Rahmen des vorliegenden FuE-Vorhabens wurden folgende Themen behandelt:

- eine Differenzbetrachtung probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA: 1994 vs. 2013),
- die Übertragbarkeit der Methoden zur PSA für Kernkraftwerke auf Schachtförderanlagen,
- eine Bewertung eines deterministischen Ansatzes zur Störfallanalyse,
- die internationale Entwicklung bei Sicherheitsanalysen zur Schachttransporttechnik,
- Maßnahmen zur Restrisikominimierung sowie
- die Ermittlung der Zwischenlagerzeit für TLB im Wirtsgestein Ton- bzw. Granitformationen.

9.1 Differenzbetrachtung probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA: 1994 vs. 2013)

Die durchgeführten PSA im Rahmen der Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke verwenden grundsätzlich Fehlerbäume, um die Ausfallwahrscheinlichkeit der Sicherheitssysteme bzw. Komponenten zu berechnen. Der Ablauf der auslösenden Ereignisse wird in den Ereignisbäumen analysiert, und mit diesem Ablauf werden die Gefährdungszustände (z. B. Kernschaden) festgelegt. Die Ergebnisse der Fehlerbäume sind Eingangsdaten der Ereignisbäume, so dass die Abhängigkeit und der Einfluss der Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme im Ablauf der Ereignisse analysiert werden kann. Die Ereignisbäume sollten die Ereignisse vom Beginn bis zu den Anlagenschadenzuständen behandeln. Dabei sollten die Notfall-Systeme sowie ihre Funktionen berücksichtigt werden.

Bewertung der Endzustände

Im Rahmen /DBE 1994a/ wurden Fehlerbäume zur Quantifizierung der Systemzuverlässigkeit und auch zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten der „Erhöhung der Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ und der „Freisetzung von radioaktivem Material“ genutzt. Allerdings wurden Ereignisbäume nicht genutzt und daher Gefährdungszustände nicht dargestellt.

Die Bewertung der Auswirkungen und Risiken mit der Darstellung der Ergebnisse war im Rahmen /DBE 1994a/ nicht möglich, weil das Kriterium für eine erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals unbestimmt und nicht jede Betriebsstörung zwangsläufig mit einer erhöhten Strahlenbelastung für das Betriebspersonal verbunden war. Ebenso ist das Auftreten eines Störfalls nicht zwangsläufig mit der Freisetzung von radioaktivem Material in die Umgebung verbunden. Daher ist ein weiterer Schritt notwendig, in dem die Gefährdungszustände definiert werden. Mit der Definition der Gefährdungszustände wäre die PSA der Stufe 1 abgeschlossen.

Danach wäre es auch möglich, die PSA der Stufe 2 mit Hilfe der Ereignisbäume durchzuführen. Verschiedene Endzustände sollten nach ihren Auswirkungen eingeteilt werden, z. B. die Höhe der Strahlenbelastung des Betriebspersonals oder die Menge des freigesetzten radioaktiven Materials. Eine Möglichkeit zur Festlegung einer Einteilung von Endzuständen ist,

diese an den Grenzwerten unter Berücksichtigung der internationalen bzw. deutschen Strahlenschutzverordnung /StrlSchV 2016/ auszurichten. Zum Beispiel lässt in Deutschland die Strahlenschutzverordnung eine Strahlendosis des Betriebspersonals in nuklearen Anlagen von maximal 20 mSv pro Kalenderjahr zu.

Anlageninterne und -externe Ereignisse

Grundsätzlich wurden anlageninterne und -externe Ereignisse in /DBE 1994b/ nach den damaligen Standards berücksichtigt.

Die Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von Schadensfeuern in der Schachtanlage wurde folgenderweise durchgeführt. Die Raumbereiche, in denen Brandereignisse Auswirkungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung haben können, wurden identifiziert, aber kein qualitatives Bewertungsverfahren durchgeführt. Das quantitative Bewertungsverfahren wurde nicht mit Hilfe eines Ereignisbaumes durchgeführt, so dass es auch nicht möglich war, die Verfügbarkeit der Brandschutzeinrichtungen zu analysieren. Als Ergebnis wurden demgemäß die Brandschadenzustände nicht dargestellt, und die Eintrittshäufigkeit der Endzustände konnte somit nicht berechnet werden.

Die Ermittlung der Häufigkeit für das Auftreten eines Flugzeugsabsturzes wurde auf Basis der für den Standort geltenden Flugunfall-Statistiken mit Hilfe der in /GRS 1980/ angegebenen Absturzwahrscheinlichkeit berechnet. Die Eintrittshäufigkeit für die Freisetzung von radioaktivem Material wurde als vernachlässigbar angenommen. Ereignisablaufanalysen mit der Information bezüglich des Einflusses des Ereignisses und des Verhaltens der Sicherheit- und Betriebssysteme wurden nicht ermittelt. Bei Kernkraftwerken wird zuerst die Eintrittshäufigkeit für einen Flugzeugabsturz geprüft und nur bei genügend hoher Eintrittshäufigkeit das weitere Systemverhalten analysiert.

In der /DBE 1994a/ wurde berücksichtigt, dass im Schachtbereich der Förderturm, die Schachthalle und der Schachtkeller gegen Erdbebenauswirkungen nach /DIN 4149/ ausgelegt wurden. Eine Ermittlung der standortspezifischen Erdbebenhäufigkeiten zur Durchführung einer Erdbebengefährdungsanalyse des Standortes und eine Durchführung einer Versagensanalyse für Gebäudestrukturen, Komponenten und Systeme erfolgte nicht. Eine Ereignisbaumanalyse für die erdbebeninduzierten auslösenden Ereignisse und die Berechnung der Eintrittshäufigkeit von Gefährdungszuständen wurde nicht durchgeführt.

Die sogenannte anlagenexternen Ereignisse „Hochwasser“ und „Explosionsdruckwellen“ wurden nicht im Rahmen /DBE 1994a/ berücksichtigt. Gemäß /BfS 2005/ und aktueller internationaler Standards müssen auch sie durch eine PSA abgedeckt werden.

Datenquellen

Die PSA in /DBE 1994a/ wurde auf Grundlage eines Anlagenkonzeptes erstellt. Anlagenspezifische Daten zur Bestimmung von Zuverlässigkeitskenngrößen lagen nicht vor und wurden daher nicht verwendet.

Aktuelle Datenquellen und anlagenspezifische Daten sollten, soweit wie möglich, für eine möglichst realitätsnahe Abbildung einer Anlage durch die PSA verwendet werden.

9.2 Übertragbarkeit der Methoden zur PSA für Kernkraftwerke auf Schachtförderanlagen

Die Mehrzahl der in der PSA für Kernkraftwerke verwendeten Methoden kann erfolgreich auf die PSA für Schachtförderanlagen übertragen werden. Dabei müssen aber die in der PSA für Kernkraftwerke verwendeten Fehlerbaum- und Ereignisbaumkonzepte (siehe Kapitel 4.2) angepasst werden, um die Unterschiede insbesondere der Betriebsarten und -prozesse zwischen Kernkraftwerken und Schachtförderanlagen zu berücksichtigen.

Mit den Methoden der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse werden in der PSA für Kernkraftwerke die Wahrscheinlichkeiten dafür ermittelt, dass ein auslösendes Ereignis mit den vorgesehenen Systemfunktionen nicht beherrscht wird und der Ereignisablauf in einen Schadenszustand (Kernschaden, Brennstabschaden) mündet.

Sicherheitssysteme sind für Schachtförderanlagen ebenfalls vorgesehen. Bei dem schweren Übertreiben des beladenen Förderkorbes nach oben bzw. nach unten wird das SELDA-System eine Sicherheitsfunktion übernehmen. Weitere Sicherheitssysteme sind redundante Hydrauliksicherheitskreise, Brandklappen, Schachtsperren und Schleusentore. Grundsätzlich führen alle relevanten auslösenden Ereignisse immer zu unerwünschten Endzuständen („Freisetzung von radioaktivem Material“ bzw. „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“). Demzufolge sollten jeweils verschiedene Ereignisablaufdiagramme für jedes auslösende Ereignis erstellt werden – ein Ereignisbaum für den Endzustand „Freisetzung von radioaktivem Material“ und ein Ereignisbaum für den Endzustand „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“.

Ein wesentliches Merkmal einer PSA für Schachtförderanlagen ist, dass die unerwünschten Endzustände nur beim Abfallgebindertransport erreicht werden können. Aus diesem Grund wurde angenommen, dass jeder Transport eines Abfallgebinder mit der Schachtförderanlage eine potenzielle Möglichkeit zum Erreichen eines unerwünschten Endzustandes ist. Auf diese Weise würde der Ablauf der Ereignisbaumanalysen die notwendige Sequenz von Tätigkeiten für den Transport der Abfallgebinder darstellen, und die Ausfallwahrscheinlichkeit dieser Tätigkeiten würde mit Hilfe der Ergebnisse der Fehlerbaumanalysen festgelegt werden. Die Ergebnisse der jeweiligen Ereignisbäume wären demnach die Wahrscheinlichkeiten der beiden vorgenannten, nicht erwünschten Endzustände unter Berücksichtigung der Anzahl der transportierten Abfallgebinder pro Jahr.

Bei der Anpassung der Fehlerbaum- und Ereignisbaumkonzepte würde die Ergebnisdarstellung nicht geändert werden. Damit ist auch der Übergang zur PSA der Stufe 2 möglich. Das im Rahmen der PSA der Stufe 2 für Kernkraftwerke verwendete Ereignisbaumkonzept wäre auf die Analyse des unerwünschten Ereignisses „Freisetzung von radioaktivem Material“ übertragbar. Die resultierenden Anlagenendzustände würden Informationen bezüglich der Häufigkeit der Freisetzung sowie der Menge des freigesetzten Materials (für den Endzustand „Freisetzung von radioaktivem Material“) und der Strahlenbelastung (für den Endzustand „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“) liefern. Um die Analyse der Ergebnisse zu erleichtern, sollten die Anlagenzustände in Kategorien zusammengefasst werden.

Für den unerwünschten Endzustand „erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals“ wäre das im Rahmen der PSA für Kernkraftwerke verwendete Ereignisbaumkonzept nicht übertragbar (siehe Kap. 4.3.2), da nach Behebung einer Störung der Betrieb der Schachtförderanlage grundsätzlich fortgeführt werden kann. Daher wäre es möglich, mehr als einen Ausfall und somit mehr als eine erhöhte Strahlenbelastung pro Transport eines Abfallgebundes zu haben.

Grundsätzlich sind die in der PSA der Stufe 1 und der Stufe 2 für Kernkraftwerke verwendeten Methoden auf eine PSA für Schachtförderanlagen übertragbar. Allerdings ist eine Übertragbarkeit im Einzelfall zu prüfen und zu dokumentieren. Verschiedene Modelle können für die Bewertung eines Aspektes verwendet werden.

Schließlich müssen im Rahmen der PSA für Schachtförderanlagen Unsicherheiten in den Eingangsdaten sowie in den Ergebnissen bewertet werden. In diesem Zusammenhang ist anzumerken, dass aufgrund der geringen Anzahl von Anlagen für die Endlagerung von radioaktiven Abfällen, die zurzeit im Betrieb sind, kaum Daten und Informationen aus der Betriebserfahrung zur Nutzung vorhanden sind. Unsicherheitsanalysen der verwendeten Eingangsdaten des PSA-Modells sind daher von besonderer Bedeutung, um eine realistische Bewertung der PSA-Ergebnisse zu gewährleisten.

9.3 Bewertung eines deterministischen Ansatzes zur Störfallanalyse

Gemäß /IAEA 2006/ ist das in einer Nuklearanlage zu erreichende Grundziel, Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen der ionisierenden Strahlung zu schützen. Um das Erreichen dieses Grundziels nachzuweisen, besteht der am häufigsten verwendete Ansatz aus zwei Hauptbereichen (s. Abbildung 9-1), die Langzeitsicherheitsuntersuchung und die Betriebssicherheitsbewertung. Einerseits muss die Langzeitsicherheitsuntersuchung nachweisen, dass der Schutz der künftigen Generationen gewährleistet werden kann. Andererseits muss die Betriebssicherheitsbewertung sicherstellen, dass das Betriebspersonal, die Bevölkerung und die Umwelt gegen die radiologischen Risiken des Normal- und Anormalbetriebs des Endlagers sowie gegen potenzielle Folgen von Störfällen in der Betriebsphase geschützt werden.

Da ein Versagen der Schachtförderanlage den Fall eines Abfallgebundes in den Schacht zur Folge haben kann, wird der Betrieb der Schachtförderanlage normalerweise als eine gefähr-

dungsgeneigte Tätigkeit angesehen, die im Rahmen der Betriebssicherheitsbewertung der Anlage sorgfältig untersucht werden muss. Das Ziel dieser Untersuchung ist es, nachzuweisen, dass der Transport der Abfallgebinde mit der Schachtförderanlage sicher durchgeführt werden kann.

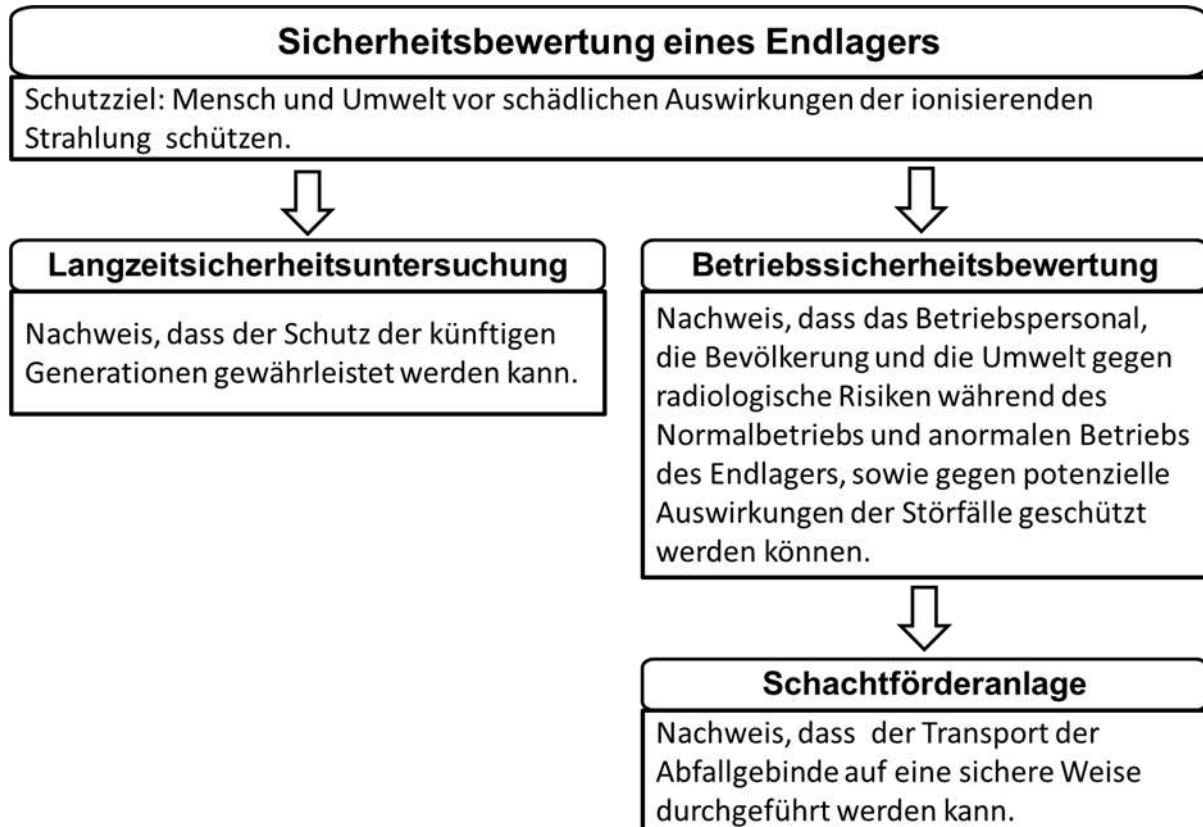


Abbildung 9-1: Sicherheitsbewertung eines Endlagers

Unter Berücksichtigung ähnlicher Erfahrungen in anderen Nuklearanlagen, wie z. B. KKW und anderen genehmigten oder geplanten Endlagern, wird die Betriebssicherheitsbewertung einer Schachtförderanlage mit Hilfe einer deterministischen Sicherheitsanalyse durchgeführt, die mit einer probabilistischen Sicherheitsanalyse ergänzt werden kann (s. Abbildung 9-2).

Vor dem Beginn einer deterministischen Sicherheitsanalyse ist es erforderlich, die zu berücksichtigenden Endzustände der Anlage klar und deutlich zu definieren. Auf diese Weise ist es möglich, die Ereignisse zu identifizieren, die zu unerwünschten Endzuständen der Anlage führen können. Aus unserer Sicht sind die in den vergangenen Projekten in Deutschland definierten zwei Endzustände (Freisetzung von radioaktivem Material und Erhöhung der Strahlenbelastung des Betriebspersonals) angemessen, um sicherzustellen, dass das Betriebspersonal, die Bevölkerung und die Umwelt gegen die radiologischen Risiken des Normal- und Anormalbetriebs des Endlagers sowie gegen potenzielle Folgen von Störfällen geschützt sind und damit das Ziel der Bewertung erreicht wird.

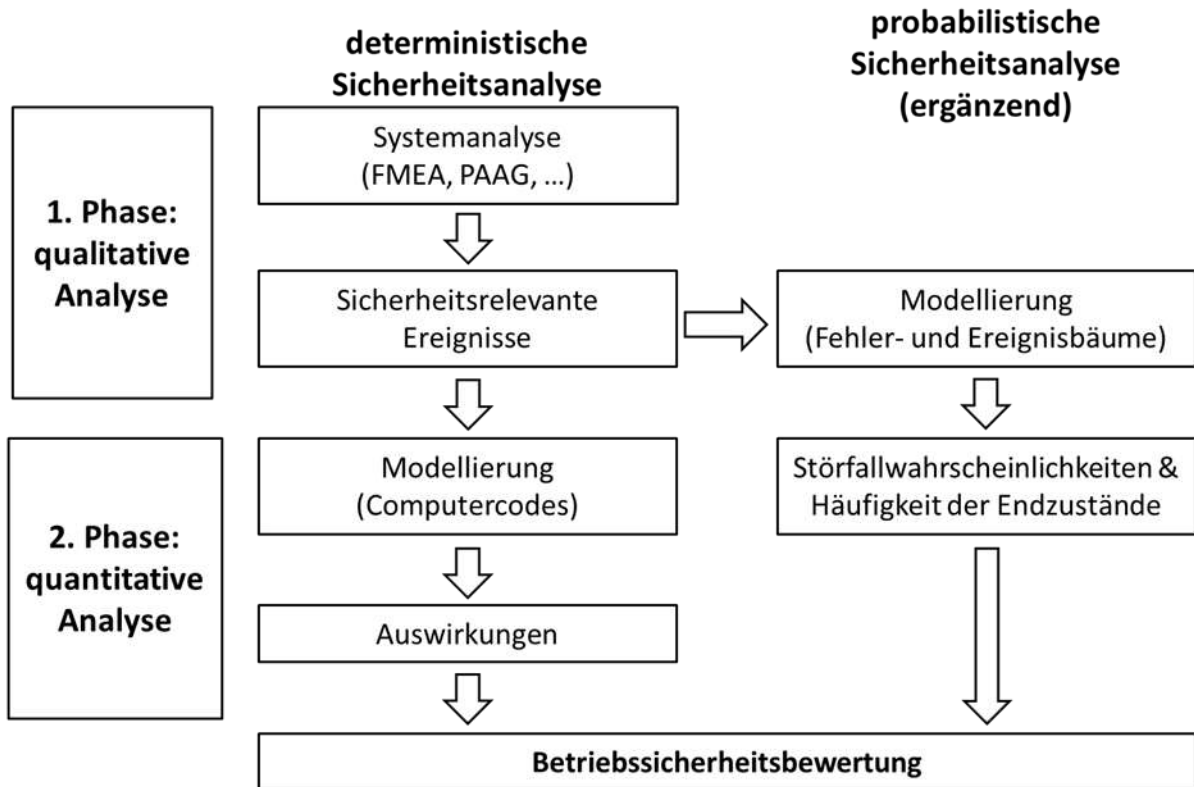


Abbildung 9-2: Betriebssicherheitsbewertung einer Schachtförderanlage

Die deterministische Sicherheitsanalyse kann in zwei Hauptphasen unterteilt werden (s. Abbildung 9-2). Die erste Phase besteht aus einer qualitativen Analyse, wobei das System, die Komponenten und die entsprechenden Tätigkeiten analysiert werden müssen, um die potenziellen sicherheitsrelevanten Ereignisse zu identifizieren. Die Systemanalyse kann mit Hilfe einer der im Kapitel 5.2 vorgestellten Methoden (FMEA, PAAG, PHA) durchgeführt werden. Als Ergebnis sollen die potenziellen sicherheitsrelevanten Ereignisse aufgelistet und eine erste Schätzung ihrer Eintrittshäufigkeiten und Auswirkungen geliefert werden. Diese erste Schätzung kann auf Betriebserfahrung basieren und mit Hilfe von Werkzeugen wie z. B. Bewertungsskalen festgelegt werden. Alle Ergebnisse dieser Phase können in einer Risikomatrix zusammengefasst werden und stellen so eine vorläufige Risikobewertung dar.

Basierend auf den Ergebnissen der vorläufigen Risikobewertung und um die Ergebnisse der Systemanalyse zu ergänzen, ist es aus unserer Sicht sinnvoll, die relevanten Ereignisse, sowie ihre Abfolge mit Hilfe von Fehlerbäumen und Ereignisbäumen zu analysieren. Es ist zu beachten, dass im Vergleich zu der Entwicklung von z. B. der FMEA, die Entwicklung der detaillierten Fehlerbäume einen erheblichen Aufwand erfordern kann. Aus diesem Grund wird empfohlen, nur die Fehlerbäume für die sicherheitsrelevanten Ereignisse zu entwickeln.

Fehlerbäume, dank ihres Top-Down Prinzips, und Ereignisbäume sind systematischer als anderen Methoden wie z. B. FMEA und liefern zusätzliche Informationen, um die Ursachen der identifizierten sicherheitsrelevanten Ereignisse und deren Abläufe besser zu verstehen. Des Weiteren erleichtern logische Verknüpfungen, die im Rahmen von qualitativen Analysen

entwickelt werden, die probabilistischen Berechnungen von Störfällen ebenso wie die Eintrittshäufigkeit der unerwünschten Endzustände.

Die zweite Phase besteht aus der Berechnung der Störfallwahrscheinlichkeiten der Komponenten, der Berechnung der Eintrittshäufigkeit der Endzustände und der Quantifizierung der Auswirkungen der unerwünschten Endzustände. Aus unserer Sicht sollte der Startpunkt dieser Phase die probabilistischen Berechnungen sein, die festlegen, ob die Auswirkungen nach den existierenden nuklearen Vorschriften relevant sind und ob sie deshalb weiter untersucht werden müssen.

Wenn die Eintrittshäufigkeiten der Endzustände sicherheitsrelevant sind, müssen auch ihre Auswirkungen quantifiziert werden. Für diesen Zweck ist es erforderlich, die identifizierten Endzustände mit Hilfe von Computercodes zu modellieren und die Entwicklung der Endzustände zu simulieren. Zur Modellierung des Endzustands "Erhöhung der Strahlenbelastung des Betriebspersonals" bestehen die Haupt-Eingangsdaten aus dem Inventar an Radionukliden der Abfallgebinde, aus der Entfernung zwischen dem Abfallgebinde und dem Betriebspersonal und aus der Reparaturzeit. Mit diesen Eingangsdaten und mit Hilfe von ähnlichen Computercodes wie sie im Rahmen der Qualifizierung der verwendeten Methoden (z. B. Monte-Carlo N-Particle Code für Neutronentransportrechnungen) für die Modellierung von radioaktiven Abfälle bzw. Kernbrennstoffen und von Transportbehältern genutzt wurden, ist die Berechnung der Strahlenbelastung des Betriebspersonals durchführbar.

Zur Modellierung des Endzustands "Freisetzung vom radioaktivem Material" bestehen die Haupteingangsdaten aus dem Inventar an Radionukliden der Abfallgebinde, aus der Auslegung des Behälters und des Endlagers, aus den Witterungsbedingungen und aus der Verfügbarkeit von Systemen zur Minimierung des Restrisikos. In diesem Fall sollen die Computercodes wie z. B. Codes für die Berechnung des Neutronentransports, Codes für die Berechnung des radioaktiven Inventars, etc. in einem ersten Schritt das Verhalten des Abfallgebundes nach einem Störfall sowie der anderen Barrieren des Endlagers simulieren, um die Radionuklidmigration in der Geosphäre zu berechnen. Auf diese Weise kann die Auswirkung der Freisetzung von radioaktivem Material quantifiziert und die Strahlendosis des Betriebspersonals sowie der Bevölkerung berechnet werden.

Aus unserer Sicht ist der oben vorgeschlagene Ansatz auf die aktuellen Auslegungen der Schachtförderanlagen anwendbar. Damit kann das Ziel der deterministischen Sicherheitsanalyse erfüllt werden. Außerdem besteht der Ansatz aus verschiedenen Phasen, die die Auswahl der am besten geeigneten Methoden nach den Merkmalen jedes Projekts ermöglichen.

9.4 Internationale Entwicklung bei Sicherheitsanalysen zur Schachttransporttechnik

Die Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen ist weltweit eine Referenzlösung geworden. Um die gesellschaftliche Akzeptanz bezüglich solcher Anlagen

zu erhöhen, erfordert diese Lösung jedoch auch ein hohes Vertrauen in die Sicherheitsbewertungen.

Während einige Länder, wie z. B. Deutschland und die USA umfangreiche Erfahrung in der Auslegung, dem Betrieb und der Sicherheitsbewertung von Endlagern in tiefen geologischen Formationen haben, befinden sich die Kerntechnik betreibenden Länder Frankreich, Belgien und Finnland in einer unterschiedlichen Phase der Entwicklung ihrer Programme. Obwohl internationale Zusammenarbeit in diesem Bereich in den letzten Jahren deutlich verstärkt wurde, müssen aus diesem Grund internationale Standards und Leitfäden für relevante Aspekte der Auslegung und Sicherheit der Endlager noch weiterentwickelt werden.

Die konzeptionelle Auslegung eines Endlagers sowie die für den Betrieb erforderliche Technologie sind abhängig von verschiedenen Aspekten wie den Merkmalen des Standorts, dem radioaktiven Abfallinventar, den nationalen Vorschriften und z. B. der Sicherheitskultur der Gesellschaft. Obwohl die existierenden und geplanten Endlagerkonzepte viele gemeinsame Elemente haben, gibt es auch Unterschiede, die relevant für die Sicherheit des Endlagers und daher für die Sicherheit des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt sind.

Einer der Hauptunterschiede zwischen den verschiedenen Endlagerkonzepten ist im Zusammenhang mit dem Konzept für den Transport der Abfallgebinde zwischen der Oberfläche und den untertägigen Anlagen zu sehen. Zu diesem Zweck verwenden einige Länder vorzugsweise Schachtförderanlagen. Die in Endlagern verwendeten Schachtförderanlagen basieren normalerweise auf der im Bergbau verwendeten Technologie, die angepasst wurde, um die Anforderungen bezüglich des Betriebs des Endlagers zu erfüllen.

Der Betrieb der Schachtförderanlagen wird normalerweise als einer der gefahrvollsten Betriebsvorgänge eines Endlagers angesehen, weil ein Störfall des Systems während des Transports eines Abfallgebundes zu einer Freisetzung von radioaktivem Material führen könnte. Es ist festzuhalten, dass gemäß den in Deutschland /DBETEC 2016/ und den USA durchgeführten Untersuchungen die Eintrittshäufigkeiten solcher unerwünschten Endzustände nicht höher sind als die Referenzeintrittshäufigkeiten von unerwünschten sicherheitsrelevanten Störfällen anderer Nuklearanlagen.

Nach den aktuell existierenden Endlagerkonzepten, wie z. B. dem französischen Konzept, verbinden einige Länder vorzugsweise die Oberfläche und die untertägigen Anlagen mit Rampen und transportieren die Abfallgebinde mit Fahrzeugen, die auf diesen Rampen fahren können. Diese Lösung schließt das Risiko eines Sturzes eines Abfallgebundes in den Schacht aus, erzeugt aber zusätzliche sicherheitsrelevante Risiken wie Bremsversagen oder Brand auf der Rampe. Zusätzlich hat diese Lösung weitere Nachteile. Zum Beispiel erhöht sich der erforderliche Aufwand zur Durchführung der Aushub- und Abdichtarbeiten, und die erforderliche Betriebsfläche zur Errichtung des Endlagers wird wesentlich größer als die erforderliche Betriebsfläche für ein Endlager mit Schächten.

Da die Anzahl der Tiefenlager im Betrieb oder in einer fortgeschrittenen Auslegungsphase noch gering ist, wurden bisher wenige Ansätze zur Betriebssicherheitsbewertung dieser Standorte entwickelt. Die Ansätze zur Betriebssicherheitsbewertung basieren grundsätzlich

auf den für die Kernkraftwerke entwickelten Ansätzen und umfassen normalerweise deterministische und probabilistische Sicherheitsanalysen.

Gemäß dem in den USA entwickelten Ansatz auf der Basis umfangreicher Erfahrungen in der Entwicklung von Betriebssicherheitsbewertungen für Tiefenlager, wie sie z. B. für die Endlager WIPP und den Standort Yucca Mountain gesammelt wurden, beginnt die Sicherheitsbewertung mit der Systemanalyse aller Endlageranlagen, einschließlich der Schachtförderanlagen. Das Ziel der Systemanalyse ist, die EVI- und EVA-Ereignisse zu identifizieren, die zu unerwünschten Zuständen führen könnten. Die unerwünschten Zustände wurden nach den Sicherheitszielen des Endlagers definiert und sind mit der Freisetzung von radioaktivem Material und der Strahlenbelastung des Personals und der Bevölkerung verbunden.

Die Identifizierung und qualitative Bewertung der EVI- und EVA-sicherheitsrelevanten Ereignisse wurde mit Hilfe von industriell üblichen Systemanalysemethoden wie z. B. PAAG und Fehlermöglichkeits- und -einflussanalysen (FMEA) durchgeführt.

Nach der Identifizierung und qualitativen Analyse der EVI- und EVA-auslösenden Ereignisse wurde eine probabilistische Sicherheitsanalyse durchgeführt, um die Eintrittshäufigkeit der Ereignisse zu quantifizieren. Die Festlegung der Eintrittshäufigkeiten der Ereignisse ist stark abhängig von der Zuverlässigkeit der Systeme, Strukturen und Komponenten, sowie von menschlichen Fehlern. Aus diesem Grund wurde die quantitative Analyse der Zuverlässigkeit der Systeme, Strukturen und Komponenten mittels Fehlerbäumen durchgeführt. Um den erforderlichen Aufwand zu reduzieren, wurden die auslösenden Ereignisse, deren Eintrittshäufigkeit niedriger war als die für die Festlegung der sicherheitsrelevanten Ereignisse erwartete Referenzeintrittshäufigkeit, ausgeschlossen.

Nach der Quantifizierung der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse war es möglich, die Ereignisabläufe zu bewerten und die Eintrittshäufigkeit der definierten Endzustände des Endlagers zu quantifizieren. Diese Tätigkeit wurde mit Ereignisbäumen und – wie z. B. bei dem Yucca Mountain Projekt /DOE YM 2008/ – mit einem Master Logic Diagram (MLD) durchgeführt.

Die Ergebnisse der Ereignisbäume ermöglichten den Vergleich der erhaltenen Eintrittshäufigkeiten der Endzustände für jedes auslösende Ereignis mit den Referenzwerten. Die unerwünschten Endzustände mit einer Eintrittshäufigkeit höher als der Referenzwert wurden in Form einer Konsequenzenanalyse weiter untersucht.

In den USA umfassten die Konsequenzenanalysen deterministische Analysen, um die Strahlenbelastung des Personals und der Bevölkerung zu ermitteln und um die Freisetzung von radioaktivem Material in die Umwelt zu quantifizieren. Diese Analysen wurden konservativ durchgeführt und berücksichtigten die Worst-Case-Szenarien. Sie haben verschiedene Aspekte wie z. B. Witterungsbedingungen, Radionuklidzusammensetzung der Abfälle, Inhalations- und Atemfaktor des Personals und der Bevölkerung, etc. berücksichtigt. Im Rahmen des WIPP Projekts wurde auch eine probabilistische Bewertung der Auswirkungen der Störfallszenarien durchgeführt.

Andere Länder, wie z. B. Finnland, haben auch experimentelle Tests im kleinen Maßstab durchgeführt, um das Verhalten von einigen Komponenten, wie z. B. der LECA Stoßdämpfer, in Störfallszenarien zu bewerten. Auf diese Weise war es möglich, die im Rahmen der Modellierung auftretenden Unsicherheiten zu reduzieren, wodurch das Vertrauen bezüglich der Sicherheit des Endlagers erhöht werden konnte.

Ein international akzeptierter Ansatz zur Betriebssicherheitsbewertung der Endlager in tiefen geologischen Formationen, wie z. B. die existierenden Ansätze zur Langzeitsicherheitsbewertung der Endlager oder wie die zu deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanalysen der KKW, liegt noch nicht vor. Eine internationale Abstimmung bezüglich eines allgemein akzeptierten Ansatzes wäre ein relevanter Meilenstein für die künftige Entwicklung der Methoden und Werkzeuge zur Betriebssicherheitsbewertung eines Endlagers. Dadurch würde der Erfahrungsaustausch zwischen den Betreibern, Planern, etc. deutlich intensiviert. Im Falle einer internationalen Abstimmung sind aus diesem Grund in den nächsten Jahren Verbesserungen bzw. Anpassungen der bisherigen Ansätze zu erwarten.

9.5 Maßnahmen zur Restrisikominimierung

Aufgrund der unerwünschten auslegungsüberschreitenden Ereignisse in Kernkraftwerken, wie z. B. die Reaktorunfälle in dem japanischen Kernkraftwerk Fukushima Daiichi, ist die Toleranz der Gesellschaft gegenüber Restrisiken im Zusammenhang mit dem Betrieb kerntechnischer Anlagen deutlich gesunken. Aus diesem Grund müssen zusätzliche Maßnahmen zur Minimierung der Restrisiken aus dem Betrieb von Nuklearanlagen, wie z. B. einer Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast in einem Endlager, untersucht werden. Die diesem Vorhaben durchgeführte Untersuchung der potenziellen Maßnahmen zur Minimierung der Restrisiken beruht auf dem Referenzkonzept des von DBE TECHNOLOGY GmbH im Rahmen des FuE-Vorhabens DIREGT III entwickelten Konzepts einer Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast /DBETEC 2014/ einschließlich der Betriebsabläufe. Sie betrachtet grundsätzlich drei Maßnahmentypen:

- Zusätzliche, soweit möglich passive, Einrichtungen und Maßnahmen zur Reduzierung des Risikos unzulässiger Freisetzungen;
- Präventive Maßnahmen, wie z. B. Wartungstätigkeiten zur Erhöhung der Zuverlässigkeit; und
- Einrichtungen und Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen von auslegungsüberschreitenden Ereignissen.

Es ist zu beachten, dass das von DBE TECHNOLOGY GmbH entwickelte Schachtförderanlagenkonzept schon Einrichtungen und Maßnahmen zur Reduzierung des Risikos unzulässiger Freisetzungen vorsieht, die die Eintrittshäufigkeit von sicherheitsrelevanten Ereignissen deutlich reduzieren. Beispiele dafür sind die Sicherheitsbremse zur Vermeidung einer unkontrollierten Fahrt des Förderkorbs und die SELDA-Bremsanlage zur Beherrschung eines Übertreibens des Förderkorbs. Außerdem wird die Schachtförderanlage standardmäßig mit Brandklappen zur Vermeidung der Ausbreitung von Bränden ausgerüstet.

Neben den in Deutschland vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen zur Reduzierung des Risikos unzulässiger Freisetzungen könnte der Einbau von Dämpfungsmaterialien /SULA 2016e/ als Stoßdämpfer im Schachtsumpf oder einer anderen Stoßdämpfertechnik eine zusätzliche Maßnahme zur Minimierung von Restrisiken darstellen. Das Dämpfungsmaterial oder eine andere Stoßdämpfertechnik kann bei einem Fall eines Abfallgebundes bzw. des Förderkorbes in den Schacht die Stoßbelastung dämpfen und somit die Wahrscheinlichkeit eines Integritätsverlusts des Abfallgebundes sowie einer Freisetzung von radioaktivem Material reduzieren oder gänzlich verhindern. Der Einbau von Dämpfungsmaterial wurde erfolgreich von POSIVA im Rahmen der Betriebssicherheitsbewertung des Endlagers in Finnland /POSIVA 2012/ hinsichtlich des Verhaltens der Abfallgebünde sowie des Dämpfungsmaterials bei einem Fall des Förderkorbs in den Schacht während des Transports eines Abfallgebundes untersucht.

Die in Finnland durchgeführten Untersuchungen zu dem LECA-Stoßdämpfungsmaterialien /POSIVA 2012/ können als Grundlage für eine Übertragung auf die Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast verwendet werden. Zusätzliche Untersuchungen und experimentelle Nachweise unter Berücksichtigung der spezifischen Merkmale der Abfallgebünde sowie der Auslegung der deutschen Endlager sind jedoch zur endgültigen Bestätigung der Übertragbarkeit nötig. So sieht die Auslegung des finnischen Endlagers eine Schachthöhe von rund 400 m vor, die somit wesentlich geringer als die Schachthöhen der konzipierten generischen Endlager in Deutschland ist. Alternativ besteht die Möglichkeit, eine andere Stoßdämpfertechnik zu entwickeln.

Eine weitere Möglichkeit, das Restrisiko zu mindern, ist die Implementierung von mitigativen Notfalleinrichtungen, welche die Auswirkungen einer Freisetzung von radioaktiven Materialien in die Umgebung beschränken. Das können z. B. Filter und spezielle Bewetterungssysteme sein, wie im "Repository License Application Safety Assessment Report" für das Endlager Yucca Mountain /DOE YM 2008/ beschrieben. Im Rahmen einer PSA der Stufe 2 ist eine probabilistische Bewertung der Freisetzung radioaktiver Materialien in die Umgebung durchzuführen.

Neben den vorgesehenen Einrichtungen und Maßnahmen zur Reduzierung des Risikos unzulässiger Freisetzungen bestehen die wesentlichen Maßnahmen zur Minimierung der Risiken durch Ausfall der verschiedenen Komponenten der Schachtförderanlage grundsätzlich aus erhöhten Anforderungen an Auslegung und Errichtung der Anlagen und regelmäßigen Inspektions- und Wartungstätigkeiten sowie aus dem Ersatz oder der Reparatur von Komponenten der Schachtförderanlage frühzeitig vor dem Ausfall. Um einen sicheren Betrieb der Schachtförderanlage zu gewährleisten, wird der Zustand wesentlicher sicherheitsrelevanter Elemente der Schachtförderanlage, wie z. B. der Förderseile, täglich vor Betriebsbeginn der Anlage überprüft. Auf diese Weise wird die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Ausfalls der entsprechenden Komponenten minimiert und die Zuverlässigkeit der Schachtförderanlage erhöht.

Restrisiken, die sich aus EVA, aus EVI oder aus deren Kombinationen (z. B. Hochwasserstände infolge von Erdbeben mit Dammb Brüchen, extremer Wind mit Brandereignissen, etc.) ergeben, können durch geeignete Standortwahl oder Anlagenkonzeption und Betriebspla-

nung deutlich verringert werden. Außerdem führt, unabhängig von der Position des Förderkorbes im Schacht, der Ausfall einzelner Komponenten der Schachtförderanlage in Folge potentieller EVA und EVI oder der Ausfall der Energieversorgung zum Stillstand der gesamten Anlage. Das Risiko der Kritikalität ist durch geeignete Einrichtungen und Maßnahmen auszuschließen.

9.6 Ermittlung der Zwischenlagerzeit für TLB im Wirtsgestein Ton- bzw. Granitformationen

Bei einer Grenzauslegungstemperatur von 100°C für das Wirtsgestein Ton wurde die Zwischenlagerzeit für TLB mit ca. 320 Jahren ermittelt. Unter Beibehaltung dieser Grenztemperatur ist eine zulässige Einlagerung von TLB im Wirtsgestein Ton bzw. Granit aufgrund des tonhaltigen Buffermaterials nicht sinnvoll. Bei einem Nachweis, dass die Grenztemperatur an der Außenseite der Behälter erhöht werden kann, ist die Endlagerung von TLB eine zu beachtende Option.

9.7 Gesamtfazit

Die Differenzbetrachtung von probabilistischen Sicherheitsanalysen aus dem Jahr 1994 gegenüber der aus dem Jahr 2013 zeigt auf, dass die Herangehensweise von 1994 auch heute noch Basis einer modernen PSA ist. Im Laufe der Jahre wurden die angewandten Methoden verfeinert und es waren zusätzliche Ereignisse zu berücksichtigen. Die Durchführung einer PSA der Stufe 2 wie sie für Kernkraftwerke angewendet wird, erlaubt es mit Hilfe von Ereignisbäumen, wenn erforderlich, z. B. die Menge des aufgrund eines unerwünschten Ereignisses freigesetzten radioaktiven Materials zu ermitteln und deren Auswirkungen zu bewerten. Die Mehrzahl der in der PSA für Kernkraftwerke verwendeten Methoden kann unter Berücksichtigung der Unterschiede zwischen den Betriebsarten und -prozessen zwischen Kernkraftwerken und Schachtförderanlagen übertragen werden. Ein deterministischer Ansatz zur Störfallanalyse mit dem Ziel, die Betriebssicherheit der Auslegung einer Schachtförderanlage zu bewerten, wird als angemessen betrachtet. Hinsichtlich der internationalen Entwicklung bei den Sicherheitsanalysen zur Schachttransporttechnik ist festzuhalten, dass ein allgemein gültiger akzeptierter Ansatz zur Betriebssicherheitsbewertung noch nicht vorliegt. Eine Betrachtung der möglichen Maßnahmen zur Restrisikominimierung zeigte verschiedene erfolgversprechende Ansätze, wie z. B. verkürzte Wartungsintervalle zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Schachtförderanlagen und der Einsatz von z. B. Stoßdämpfungssystemen zur Beherrschung der Auswirkungen eines Gebindeabsturzes in den Schacht. Die zusätzlich untersuchte Einlagerung von TLB in den verschiedenen Wirtsgesteinen bei einer Grenzauslegungstemperatur von 100 °C machte deutlich, dass die im StandAG aufgezeigte Option höhere Auslegungstemperaturen bei entsprechenden Nachweisen zu akzeptieren, zügig und intensiv untersucht werden sollte.

10 Literaturverzeichnis

- ANDRA 2005 ANDRA Dossier 2005 Argile:
Tome Safety evaluation of a geological repository, Dezember
2005
- BELGATOM 2005 BELGATOM (Report for ONDRAF/NIRAS):
Conceptual Layout for a Disposal Facility for Category B&C Waste
in Belgium, Mai 2005
- BfS 2005 Bundesamt für Strahlenschutz:
Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraft-
werke, 2005
- BfS 2005a Facharbeitskreis (FAK):
Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur
Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäu-
men, Stand: August 2005, BfS-SCHR-38/05, Bundesamt für
Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Oktober 2005
<https://doris.bfs.de/jspui/handle/urn:nbn:de:0221-201011243838>
- BfS 2016 Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke: Daten zur
Quantifizierung von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäu-
men, Stand: August 2005, BfS-SCHR-38/05, Bundesamt für
Strahlenschutz (BfS), Salzgitter, Oktober 2005
<https://doris.bfs.de/jspui/handle/urn:nbn:de:0221-201011243838>
- BVOS 2003 Bergverordnung für Schacht- und Schrägförderanlagen (BVOS)
15.10.2003
- DBE 1989 DBE mbH:
Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB) (KWA
5131 B5), Störfälle im Endlager, DEAB T28, Dezember 1989
- DBE 1993 DBE mbH:
Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB) 02 E
8201, Störfälle im Endlager: DEAB T58, November 1993
- DBE 1994 DBE mbH:
Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB)
02E8221, Simulation des Schachttransportes, DEAB T41,
März 1994

- DBE 1994a DBE mbH. Autoren: Engelmann, H.J.; Filbert, W.:
Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB)
02E8221, Probabilistische Sicherheitsanalyse einer Schachtför-
deranlage bis 85 t Nutzlast (TA 11), DEAB T50, März 1994
- DBE 1994b DBE mbH:
Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB), Funkti-
onsprüfung der SELDA-Anlage (TA 8), DEAB T 47, März 1994
- DBE 1994c DBE mbH:
Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB), Versu-
che zur Überprüfung sicherheitstechnisch bedeutsamer
Komponenten (TA 7), DEAB T 46, März 1994
- DBE 1994d DBE mbH:
Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB), Versu-
che zur Behebung von Betriebsstörungen (TA 6), DEAB T 45, März
1994
- DBETEC 2012 DBE TECHNOLOGY GmbH:
Realisierbarkeit der Schachtförderanlage für Transport- und La-
gerbehälter (TLB) bis 160 Mg, DIREGT II, März 2012,
unveröffentlicht
- DBETEC 2013 DBE TECHNOLOGY GmbH:
Technical Support for th R&D Feasibility Programme for the Geo-
logical Disposal of Category B&C Radioactive Waste
R&D Study 3-311, Conceptual Design for the Hoisting System of
the Waste Shaft, August 2013 (unveröffentlicht)
- DBETEC 2014 DBE TECHNOLOGY GmbH:
Schachtfördertechnik für die Direkte Endlagerung von Transport-
und Lagerbehältern bis 160 Mg, DIREGT III, Juli 2014 (unveröf-
fentlicht)
- DBETEC 2016a DBE TECHNOLOGY GmbH:
Sicherheitstechnische Untersuchung zum Schachttransport
schwerer Lasten bis zu 175 t Nutzlast (SULa)
AP1: Differenzbetrachtung probabilistische Sicherheitsanalysen
(PSA: 1994 vs. 2013), November 2016
- DBETEC 2016b DBE TECHNOLOGY GmbH:
Sicherheitstechnische Untersuchung zum Schachttransport
schwerer Lasten bis zu 175 t Nutzlast (SULa)
AP2: Übertragbarkeit der Methoden zur PSA für Kernkraftwerke
auf Schachtförderanlagen, November 2016

DBETEC 2016c	DBE TECHNOLOGY GmbH: Sicherheitstechnische Untersuchung zum Schachttransport schwerer Lasten bis zu 175 t Nutzlast (SULa) AP3: Bewertung eines deterministischen Ansatzes zur Störfallanalyse, November 2016
DBETEC 2016d	DBE TECHNOLOGY GmbH: Sicherheitstechnische Untersuchung zum Schachttransport schwerer Lasten bis zu 175 t Nutzlast (SULa) AP4: Internationale Entwicklung bei Sicherheitsanalysen zur Schachttransporttechnik, November 2016
DBETEC 2016e	DBE TECHNOLOGY GmbH: Sicherheitstechnische Untersuchung zum Schachttransport schwerer Lasten bis zu 175 t Nutzlast (SULa) AP5: Maßnahmen zur Restrisikominimierung, November 2016
DIN 25 403, Teil 1	Kritikalitätssicherheit bei der Verarbeitung und Handhabung von Kernbrennstoffen, Teil 1, Grundsätze, Ausgabe: 06/2007
DIN 25 419	DIN 25 419 Ereignisablaufanalyse, November 1985
DIN 25 424	DIN 25 424 Fehlerbaumanalyse, September 1981
DIN 4149	DIN 4149 Bauten in deutschen Erdbebengebieten: Lastannahmen, Bemessung und Ausführung üblicher Hochbauten, April 1981
DOE WIPP 2000	Environmental Evaluation Group (for the US DoE): Probabilistic Safety Assessment of Operational Accidents at the Waste Isolation Pilot Plant, DOE/AL/58309-78, September 2000
DOE WIPP 2013	Nuclear Waste Partnership LLC Carlsbad (for the US DoE Carlsbad Field Office Carlsbad): Waste Isolation Pilot Plant Documented Safety Analysis, DOE/WIPP 07-3372, rev. 4, November 2013
DOE WIPP 2016	Nuclear Waste Partnership LLC Carlsbad (for the US DoE Carlsbad Field Office Carlsbad): Waste Isolation Pilot Plant Documented Safety Analysis, DOE/WIPP 07-3372, rev. 5b, April 2016

- DOE YM 2008 US Department of Energy – Office of Civilian Radioactive Waste Management, Yucca Mountain Repository License Application Safety Assessment Report, DOE/RW-0573, rev. 1, November 2008
- GRS 331 Peschke, J. et al.:
Methodenentwicklung zur Analyse von Personalhandlungen im Rahmen probabilistischer Dynamikanalysen am Beispiel von Brandereignisabläufen mit Brandbekämpfung, GRS-331, ISBN 978-3-944161-11-2, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Juni 2014
- GRS 1980 Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 4, Einwirkungen von außen, 1980
- GRS 2010 Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:
Weiterentwicklung und Erprobung von Methoden und Werkzeugen für probabilistische Sicherheitsanalysen, Abschlussbericht zum Vorhaben RS 1180, August 2010
- GRS 2016 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH:
SULa Berichtskommentierung AP 2 und AP 5 – erste Entwürfe der GRS Kommentierung, E-Mail vom 21. Oktober 2016
- GRS 175 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH:
Bewertung des Unfallrisikos fortschrittlicher Druckwasserreaktoren in Deutschland Methoden und Ergebnisse einer umfassenden Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), GRS-175, ISBN 3-931995-43-7, Oktober 2001
- GRS 322 Stiller, J.-C. et al.:
Weiterentwicklung des Quantifizierungsverfahrens für GVA zur Vermeidung von Schätzfehlern aufgrund vereinfachender Modellannahmen, GRS-322, ISBN 978-3-944161-02-0, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Juni 2014
- GRS 327 Stiller, J.-C. et al.:
Methodenentwicklung zur konsistenten Berücksichtigung epistemischer Unsicherheiten probabilistischer Kenngrößen in PSA-Rechnungen, GRS-327, ISBN 978-3-944161-07-5, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Juli 2014

- GRS 328 Stiller, J.-C. et al.:
Entwicklung fortschrittlicher Methoden zur Identifizierung von Gruppen von Komponenten mit GVA-Potential und zur Bewertung von teilweiser Diversität, GRS-238, ISBN-978-3-944161-08, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Mai 2015
- GRS 329 Suchard, D., Sperbeck, S.:
Entwicklung eines PSA-Bewertungsansatzes zur Zuverlässigkeit baulicher Anlagen, Fortschrittliche Methoden und Werkzeuge für probabilistische Sicherheitsanalysen, GRS-329, ISBN-978-3-944-161-09-9, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Juni 2014
- GRS 331 Peschke, J. et al.:
Methodenentwicklung zur Analyse von Personalhandlungen im Rahmen probabilistischer Dynamikanalysen am Beispiel von Brandereignisabläufen mit Brandbekämpfung, GRS-331, ISBN 978-3-944161-11-2, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Juni 2014
- GRS 2814 G. Schwarz et al.: Sicherheitsanalyse zur bestimmungsgemäßen Beförderung von radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen in der Region Gorleben, FKZ: SR 2264, GRS-A-2814, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 2000
- GRS 3411 Kloos, M., Löffler, H., Mayer, G.:
Anwendung von PSA-Methoden zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken sowie zur Begutachtung, Integrale PSA der Stufe 2 im Vergleich zum Vorgehen mit der Schnittstelle zwischen PSA der Stufen 1 und 2, GRS-A-3411, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, März 2008
- GRS A 2220 Peschke, J.:
Methoden zur Gewinnung von Verteilungen für Zuverlässigkeitskenngrößen aus Vorinformation und anlagenspezifischer Betriebserfahrung, GRS-A-2220, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Januar 1995

- GRS A 2444 Peschke, J.:
Der Superpopulationsansatz zur Ermittlung von Verteilungen für Ausfallraten und Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse, GRS-A-2444, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, März 1997
- IAEA 1990 International Atomic Energy Agency:
Application of the Single Failure Criterion, Safety Series No. 50-P-1, Vienna, September 1990
- IAEA 2002 International Atomic Energy Agency (IAEA):
External Human Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-3.1, Wien, 2002
- IAEA 2006 International Atomic Energy Agency:
Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals No. SF-1, Vienna, November 2006
- IAEA 2008 International Atomic Energy Agency:
Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation, Safety Report Series No. 52, Vienna, August 2008
- IAEA 2009 International Atomic Energy Agency:
Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide No. SSG-2, Vienna, Dezember 2009
- IAEA 2010 International Atomic Energy Agency (IAEA):
Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-3, TI/PUB/1430, ISBN 978-92-0-114509-3, Wien, April 2010
- IAEA 2016 International Atomic Energy Agency (IAEA):
Safety Reassessment for Nuclear Fuel Cycle Facilities in Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Safety Reports Series No. 90, Wien, 2016
- KOM 2016 Kommission Lagerung hochradioaktiver Abfallstoffe gemäß § 3 Standortauswahlgesetz, Abschlussbericht, K-Drs. 268, 30. August 2016
- KONRAD 2002 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

- KTA 2101.1 Kerntechnischer Ausschuss (KTA):
Sicherheitstechnische Regel des KTA: KTA 2101, Brandschutz in
Kernkraftwerken, Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes, Fassung
2015-11, November 2015
- KTA 2103 Kerntechnischer Ausschuss (KTA):
Sicherheitstechnische Regel des KTA:
KTA 2103, Explosionsschutz in Kernkraftwerken,
Fassung 2015-11, November 2015
- KTA 2201 Kerntechnischer Ausschuss (KTA).
Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen
- Teil 1 „Grundsätze“, KTA 2201.1 Juni 1990
Teil 2 „Baugrund“, KTA 2201.2 Juni 1990
Teil 3 „Auslegung der baulichen Anlagen“, KTA 2201.3 Entwurf
Juni 1990
Teil 4 „Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbeben-
sicherheit für maschinen- und elektronische Anlagenteile“, KTA
2201.4 Juni 1990
Teil 5 „Seismische Instrumentierung“, KTA 2201.5 Juni 1996
Teil 6 „Maßnahmen nach Erdbeben“, KTA 2201.6 Juni 1992
- KTA 2207 Kerntechnischer Ausschuss (KTA):
Sicherheitstechnische Regel des KTA, KTA 2207: Schutz von
Kernkraftwerken gegen Hochwasser, Fassung November 2004
- KTA 2501 Kerntechnischer Ausschuss (KTA):
Sicherheitstechnische Regel des KTA, KTA 2501: Bauwerksab-
dichtungen von Kernkraftwerken, Fassung November 2011
- Leitfaden 2005 Sicherheitsprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden
Probabilistische Sicherheitsanalyse – 31. Januar 2005
- MOS 1998 Mosleh, A., Rasmuson, d., Marschall, F.:
Guidelines on Modeling Common Cause Failures in Probabilistic
Risk Assessment, Nuclear Regulatory Commission (NRC), Wash-
ington DC, 1998
- NEA 2004 OECD Nuclear Energy Agency (NEA), Committee on the Safety of
Nuclear Installations (CSNI):
Technical Note on the ICDE General Coding Guidelines,
NEA/CSNI/R(2004)4, Paris, January 2004
- OECD 2012 Nuclear Energy Agency OECD:
Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities
for Radioactive Waste, NEA No. 6923. 2012

ONDRAF 2008	ONDRAF/NIRAS: Evolution of the Near-Field of the ONDRAF/NIRAS Repository Concept for Category C Wastes, NIROND-TR 2007-07E, April 2008
ONDRAF 2013	ONDRAF/NIRAS: ONDRAF/NIRAS Research, Development and Demonstration (RD&D) Plan for the geological disposal of high-level and/or long-lived radioactive waste including irradiated fuel if considered as waste, State-of-the-art report, NIROND-TR 2013-12E, Dezember 2013
POSIVA 2007	Posiva Oy: Preliminary Design of the Repository Stage 2, Working Report 2006-94, April 2007
POSIVA 2009	Posiva Oy: Assessment of Radiation Doses in Normal Operation, Upset and Accident Conditions at the Olkiluoto Nuclear Waste Facility, Working Report 2009-106, Oktober 2009
POSIVA 2012	Posiva Oy: Analysis of Disposal Canister Falling Accidents, POSIVA 2012-36, ISBN 978-951-652-217-6, December 2012
POSIVA 2013	Posiva Oy: Facility Description 2012, Summary Report of the Encapsulation Plant and Disposal Facility Designs, POSIVA 2012-66, October 2013
POSIVA SC 2012	Posiva Oy: Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto – Design Basis 2012, POSIVA 2012-36, ISBN 978-951-652-184-1, Dezember 2012
RS-Handbuch 1998a	Periodische Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke - Leitfaden Deterministische Sicherheitsanalyse, Stand: 22. Mai 1997
RS-Handbuch 1998b	Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland vom 18. August 1997, (BAnz. 1997, Nr. 232a)
RS-Handbuch 3-0.1	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit: Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke, RS-Handbuch 3-0.1., Neufassung vom 3. März 2015

- RS-Handbuch 3-74.3 Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse – für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, RS-Handbuch 3-74.3, August 2005
- StrlSchV 2012 Bundesamt für Strahlenschutz:
Verordnung über den Schutz von Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung), Stand 2012
- StrlSchV 2014 Bundesamt für Strahlenschutz:
Verordnung über den Schutz von Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung), Stand 2014
- StrlSchV 2016 Bundesamt für Strahlenschutz:
Verordnung über den Schutz von Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung)
Vom 20. Juli 2001, zuletzt geändert am 26. Juli 2016
- TAS 2005 Technische Anforderungen an Schacht- und Schrägförderanlagen (TAS), Dezember 2005

11 Abkürzungsverzeichnis

ALARA	As Low as Reasonably Achievable
ANDRA	Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs
AP	Arbeitspaket
ATHLET	Analysis of Thermal-hydraulics of Leaks and Transients
CH	Contact-Handled
BMBF	Bundesministerium für Bildung und Forschung
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BVOS	Bergverordnung für Schacht- und Schrägförderanlagen
DBE	Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH
DBE TEC	DBE TECHNOLOGY GmbH
DEAB	Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente
DIN	Deutsches Institut für Normung
DIREGT	Direkte Endlagerung von Transport- und Lagerbehältern
DOE	US Department of Energy
EDW	Explosionsdruckwelle
ETA	Ereignisbaumanalyse
EVA	Einwirkungen von außen
EVI	Einwirkungen von innen
FB	Fehlerbaum
FMEA	Fehlermöglichkeits- und -einflussanalyse
FTA	Fehlerbaumanalyse
FuE	Forschung und Entwicklung
GRS	Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH
GVA	Gemeinsam Verursachte Ausfälle
HADES	High-Activity Disposal Experiment Site
HRA	Human Reliability Analysis
IAEA	International Atomic Energy Agency
KKW	Kernkraftwerk
KTA	Kerntechnischer Ausschuss

LECA	Granular lightweight expandable clay aggregate
MCDET	Monte Carlo Dynamic Event Tree
mSv	Millisievert
NEA	Nuclear Energy Agency
NRC	Nuclear Regulatory Commission
ONDRAF/NIRAS	Nationale Instelling voor Radioactief Afval en verrijkte Splijtstoffen
ONKALO	Underground Rock Characterisation Facility
PAAG	Prognose, Auffinden der Ursache, Abschätzen der Auswirkungen, Gegenmaßnahmen
PHA	Vorläufige Gefährdungsanalyse (<i>Preliminary Hazard Analysis</i>)
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PSÜ	Periodische Sicherheitsüberprüfungen
PTE	Projekträger Entsorgung
PW	Plateauwagen
SELDA	Strain Energy Linear Ductile Arrestor
RH	Remote-Handled
STEV	Streckentransport- und Einlagerungsvorrichtung
SULa	Sicherheitstechnische Untersuchungen zum Schachttransport schwerer Lasten bis zu 175 t Nutzlast
Std.	Stunde
TAS	Technische Anforderungen für Schacht- und Schrägförderanlagen
TLB	Transport- und Lagerbehälter
USA	Vereinigte Staaten von Amerika
WIPP	Waste Isolation Plant

12 Abbildungsverzeichnis

	Blatt
Abbildung 2-1: Konzeptplanung einer Schachtförderanlage mit 175 t Nutzlast /DBETEC 2014/	13
Abbildung 2-2: Skizze des Fördermaschinenkonzepts /DBETEC 2014/	15
Abbildung 2-3: Skizze des Förderkorbs mit Zwischenboden /DBETEC 2012/	16
Abbildung 3-1: Hierarchisches Schema des Gesamtfehlerbaums E	34
Abbildung 4-1: Fehlerbaummodellierung eines Ausfalls eines Regelventils nach /BfS 2005/	44
Abbildung 5-1: Vorgehen bei der Störfallanalyse /DBE 1989/	64
Abbildung 6-1: ANDRA Tiefenlagerkonzept /ANDRA 2005/	70
Abbildung 6-2: ONDRAF/NIRAS Endlagerkonzept / ONDRAF 2008/	74
Abbildung 6-3: Finnisches Endlagerkonzept /POSIVA 2013/	77
Abbildung 6-4: Abfallkonditionierungsanlage mit Abfalltransportschacht /POSIVA 2013/	78
Abbildung 6-5: Skizze des Störfallszenarios /POSIVA 2012/	80
Abbildung 6-6: WIPP Endlagerkonzept /DOE WIPP 2013/	81
Abbildung 8-1: CASTOR [®] V/19	111
Abbildung 8-2: Ermittlung der erforderlichen Zwischenlagerzeit in Ton für einen CASTOR [®] V/19 Behälter	112
Abbildung 9-1: Sicherheitsbewertung eines Endlagers	119
Abbildung 9-2: Betriebssicherheitsbewertung einer Schachtförderanlage	120

13 Tabellenverzeichnis

		Blatt
Tabelle 2-1:	Vorgesehener Austausch von Komponenten einer Schachtförderanlage	21
Tabelle 3-1:	Ergebnisse der quantitativen Auswertung für den FB E	35
Tabelle 3-2:	Ergebnisse der quantitativen Auswertung der Fehlerbäume mit zur Freisetzung von radioaktivem Material führenden Szenarien	36
Tabelle 4-1:	Gestaffelte Nachweisführung für das Ereignis Erdbeben nach Maßgabe des Wertes der hinreichend aktuell bestimmten Intensität des Bemessungserdbebens am Standort der Anlage aus /BfS 2005/	52
Tabelle 6-1:	Ereigniseintrittshäufigkeit /DOE WIPP 2013/	84
Tabelle 6-2:	Konsequenzen /DOE WIPP 2016/	85
Tabelle 6-3:	Risikoeinstufung /DOE WIPP 2013/	85
Tabelle 8-1:	Abmessungen und Masse der TLB	109
Tabelle 8-2:	Anzahl der TLB für die Einlagerung in horizontale Kurzbohrlöcher	112

