

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

SULa

**AP1: Differenzbetrachtung
probabilistische Sicherheitsanalysen
(PSA: 1994 vs. 2013)**

Technischer Bericht

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

SULa

**AP1: Differenzbetrachtung
probabilistische Sicherheitsanalysen
(PSA: 1994 vs. 2013)**

Technischer Bericht

W. Filbert, R. Gasull

DBE TECHNOLOGY GmbH
Eschenstraße 55
D-31224 Peine

TEC-33-2016-TB

FKZ 02E11263

Ersteller: R. Gasull	Prüfer: W. Filbert	Freigabe: Dr. Krone
Datum/Unterschrift	Datum/Unterschrift	Datum/Unterschrift

November 2016

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

SULa

**AP1: Differenzbetrachtung
probabilistische Sicherheitsanalysen
(PSA: 1994 vs. 2013)**

Technischer Bericht

W. Filbert, R. Gasull

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

1	Einleitung	4
2	Probabilistische Sicherheitsanalyse	5
2.1	Basis für eine PSA	6
2.2	PSA Methoden	7
2.2.1	Ereignisablaufanalysen	7
2.2.1.1	Berücksichtigung von Personalhandlungen	9
2.2.2	Fehlerbaumanalysen	9
2.2.3	Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen	10
2.3	Einwirkungen von Innen (EVI)	11
2.3.1	Brand	11
2.3.2	Sonstige EVI	12
2.4	Einwirkungen von außen (EVA)	12
2.4.1	Flugzeugabsturz	12
2.4.2	Explosionsdruckwelle	13
2.4.3	Hochwasser	13
2.4.4	Erdbeben	13
2.5	Sonstige EVA	14
2.6	Ergebnisdarstellung	14
2.7	Fortentwicklung der PSA	15
2.7.1	Methoden zur Bewertung digitaler Leittechnik	15
2.7.2	Berücksichtigung wissensbasierter Personalhandlungen und organisatorischer Einflüsse	16
2.7.3	Methodische Ansätze zur Berücksichtigung auslösender Ereignisse und Einwirkungen von innen und außen in der PSA	16
2.7.4	Berücksichtigung von Unsicherheiten und Ausschluss von Fehlerquellen in der PSA	16
2.7.5	Methodenweiterentwicklung für Unfallszenarien	16
3	Vorgehensweise bei der PSA 1994 zur Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast	17
3.1	Betriebsvorgänge	17
3.1.1	Beschickung des Förderkorbes	17
3.1.2	Schachttransport nach unter Tage	18
3.1.3	Abziehvorgang unter Tage	19

3.2	Sicherheitsrelevante Szenarienauswahl	20
3.2.1	Szenarien für erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals beim Schachttransport	21
3.2.2	Szenarien für die Freisetzung von radioaktivem Material beim Schachttransport	22
3.3	Methoden	24
3.3.1	Gesamtfehlerbaum FB E: Erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals	24
3.3.1.1	Fehlerbaum FB P: Beladener Plateauwagen fällt wegen Defekt aus	25
3.3.1.2	Fehlerbaum FB E-A: Plateauwagen blockiert beim Aufschiebevorgang – Aufschieberkupplung öffnet nicht	26
3.3.1.3	Fehlerbaum FB E-AB: Plateauwagen blockiert im Bereich von Schleusentor 2	27
3.3.1.4	Fehlerbaum FB E-L: Plateauwagen blockiert vor dem Hubtor 2	27
3.3.1.5	Fehlerbaum FB E-M: Plateauwagen blockiert im Bereich von Hubtor 2	28
3.3.1.6	Fehlerbaum FB E-R: Plateauwagen beim Entladen blockiert	29
3.3.1.7	Fehlerbaum FB E-S: Plateauwagen blockiert im Bereich von Hubtor 3	30
3.3.1.8	Fehlerbaum FB E-W: Plateauwagen blockiert beim Abziehvorgang – Abzieherkupplung öffnet nicht	30
3.3.1.9	Unterfehlerbaum FB E-HO (E-HU): Plateauwagen blockiert beim Abziehvorgang – Abzieherkupplung öffnet nicht	31
3.3.2	Fehlerbäume FB F, FB X, FB Z, FB FA: Freisetzung von radioaktivem Material bei der Schachtförderanlage	32
3.3.2.1	Fehlerbaum FB F: Freisetzung von radioaktivem Material infolge Absturzes des beladenen Förderkorbes in den Schacht	32
3.3.2.2	Fehlerbaum FB X: Schwere Last stürzt auf Plateauwagen mit Abfallgebinde	33
3.3.2.3	Fehlerbaum FB Z: Absturz Plateauwagen mit Abfallgebinde in den Förderschacht	34
3.3.2.4	Fehlerbaum FB FA: Szenarien zum schweren Übertreiben des mit einem Abfallgebinde beladenen Förderkorbes	35
3.3.3	Vorgehensweise zur Quantifizierung	35
3.3.3.1	Komponentenmodelle	36
3.3.3.2	Ausfalldaten	36
3.3.3.3	Eintrittshäufigkeiten	38
3.3.3.4	Datenunsicherheiten	38
3.3.4	Quantitative Auswertung der Fehlerbäume	39
3.4	Übergreifende anlageninterne und -externe Ereignisse	40
3.4.1	Brand	40

3.4.2	Erdbeben	41
3.4.3	Flugzeugabsturz	41
4	Differenzbetrachtung	43
4.1	Methoden	43
4.2	Bewertung der Endzustände	43
4.3	Anlageninterne und -externe Ereignisse	43
4.4	Datenquellen	44
5	Literaturverzeichnis	45
6	Abkürzungsverzeichnis	48
7	Abbildungsverzeichnis	49
8	Tabellenverzeichnis	50

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.

Das Hauptziel dieses Arbeitspakets ist es, 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.

In einem ersten Schritt 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.

2 Probabilistische Sicherheitsanalyse

Eine PSA ist weltweit ein wichtiges und intensiv genutztes Instrument für die Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken. Sie wird als 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 die 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, zu analysieren und zu beseitigen.

Der methodische Ansatz einer Risikoanalyse wurde erstmalig 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. Danach gewann diese Methode in Deutschland immer mehr an Bedeutung, und seit 1996 sind solche Analysen Bestandteil der Sicherheitsüberprüfungen für alle Kernkraftwerke. Seit 2002 ist die PSA auch vom Gesetzgeber verbindlich vorgeschrieben.

Die PSA ist eine Analyse, die für die Auslegung und den Betrieb eines Kernkraftwerks verwendet wird, um jede mögliche Situation zu analysieren, insbesondere die Abfolge der Ereignisse, die ein Risiko für die Sicherheit der Anlage, der Bevölkerung bzw. der Umgebung darstellen kann. 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 ohne rechtliche Verpflichtung dazu /Leitfaden 2005/ durchgeführt wird.

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

Der Schwerpunkt der Analysen im Rahmen der PSA der Stufe 2 liegt auf der möglichen Entwicklung von Kernschadenzuständen aufgrund verschiedener Unfallabläufe, die zur 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.

2.1 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/.

2.2 PSA Methoden

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

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

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

Grundsätzlich brauchen auslösende Ereignisse und deren Ereignisabläufe, die zur Gesamtgefährdungshäufigkeit nicht mehr als zu etwa 20% beitragen, für eine vertiefte Analyse nicht weiter verfolgt zu werden /Leitfaden 2005/.

Die Ereignisbaumanalyse ist so zu strukturieren, dass die einzelnen Unfallphasen in Verbindung mit den unfallbestimmenden Phänomenen und den Notfall-Systemfunktionen abgebildet werden. Benötigte Wahrscheinlichkeiten können durch ergänzende Berechnungen und Abschätzungen ermittelt oder von vergleichbaren Analysen (z. B. Fehlerbaumanalyse) 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 Häufigkeits- oder Wahrscheinlichkeitsaussage über ein als Folge eines Anfangsereignisses eintretendes Ereignis.

Zur Identifizierung der ergebnisbestimmenden Störfallsequenzen und der Häufigkeit der Gefährdungszustände bzw. Kernschadenzustände dominierenden ausgefallenen Systemfunktionen sind die Gefährdungszustände bzw. Kernschadenzustände in Kategorien einzuteilen, die den zeitlichen Abläufen und den möglichen Auswirkungen auf die Anlage Rechnung tragen /BfS 2005/.

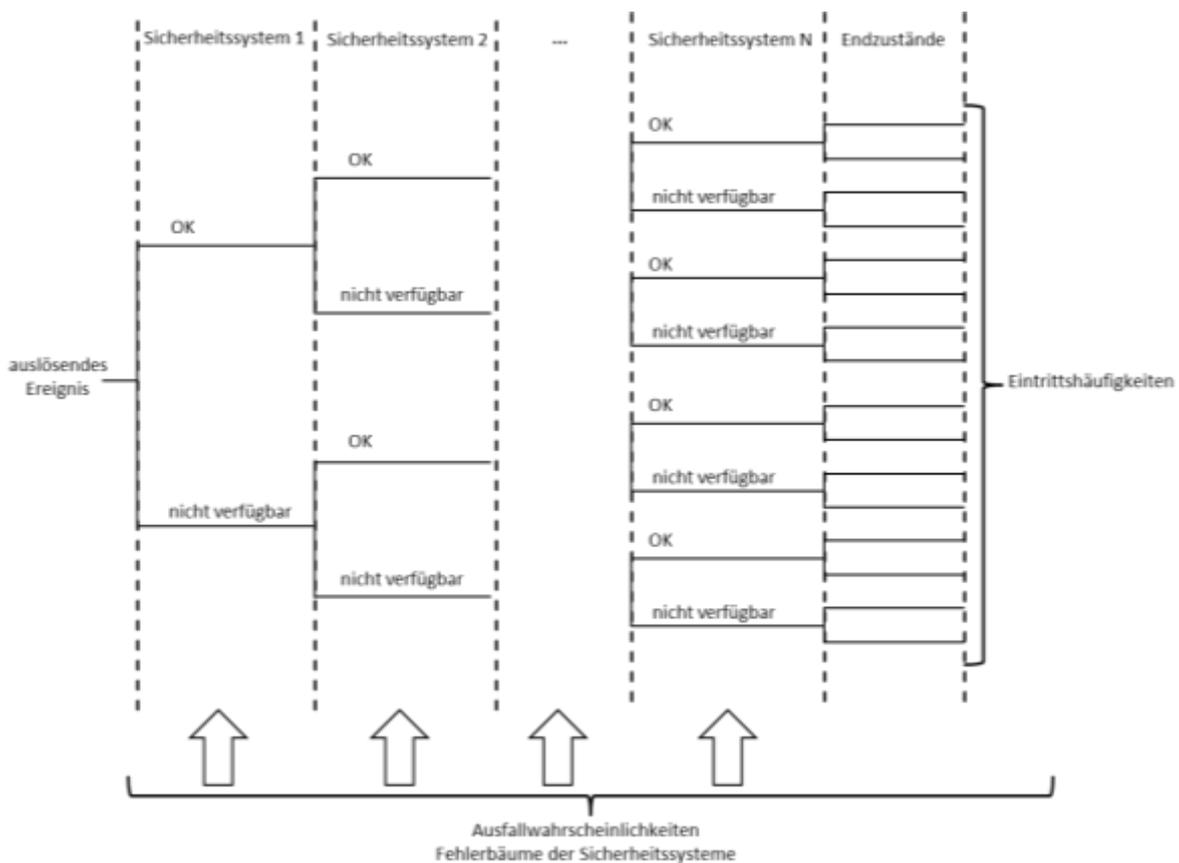


Abbildung 2-1: Verwendetes Ereignisbaumanalysekonzept im Rahmen der PSA der Sicherheitsanalysen der Kernkraftwerke

2.2.1.1 Berücksichtigung von Personalhandlungen

Die angeforderten Funktionen im Zuge eines Ereignisablaufes können von Personalhandlungen abhängen, die daher auch im Rahmen der PSA zu berücksichtigen sind. Eine Analyse von Personalhandlungen beinhaltet die Identifizierung, Modellierung und probabilistische Bewertung von Handlungen des Betriebspersonals, die Auswirkungen auf Ereignisabläufe haben.

Gemäß /BfS 2005/ sind folgende Handlungskategorien zu unterscheiden:

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

Zur Quantifizierung von Personalhandlungen sind Methoden entwickelt worden, die in /BfS 2005/ angeführt werden.

2.2.2 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/.

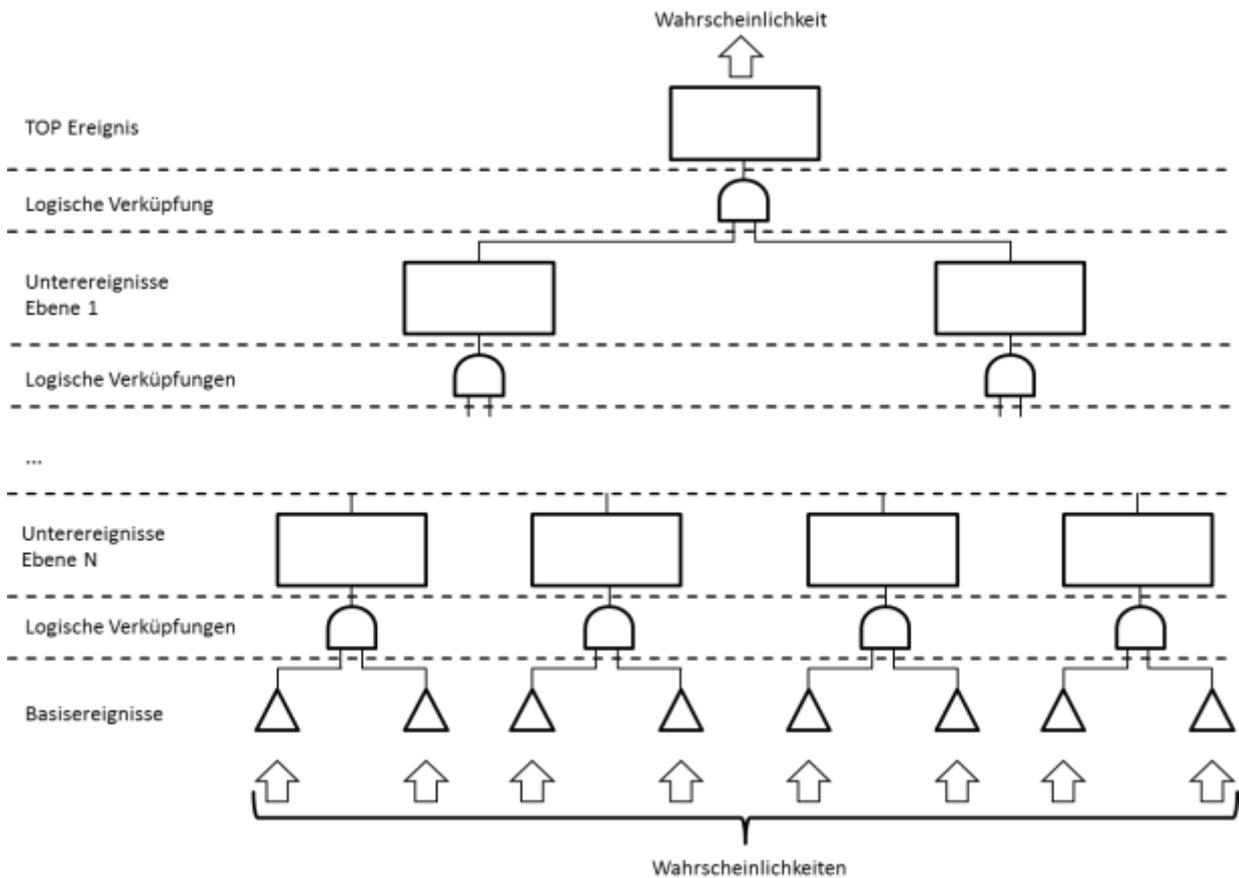


Abbildung 2-2: Fehlerbaumanalysekonzept im Rahmen der PSA der beiden Sicherheitsanalysen der Kernkraftwerke

2.2.3 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/.

2.3 Einwirkungen von Innen (EVI)

2.3.1 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.

Zuerst werden mit Hilfe eines Auswahlverfahrens die Räume bzw. Raumbereiche, in denen Brandereignisse Auswirkungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung haben können, identifiziert.

Die Auswahlprozess kann auf verschiedenen Arten erfolgen: Die relevanten Brandbereiche können in einem qualitativen Verfahren bzw. einem kombinierten Auswahlverfahren ermittelt werden. Gemäß /IAEA 1998/ werden die Raumbereiche in einem kombinierten Auswahlverfahren ermittelt.

Im kombinierten Auswahlverfahren werden zwei Arbeitsschritte unterschieden /BfS 2005/:

- Zusammenstellung aller Informationen zu jedem Raum der Anlage gemäß /HOF 2003/ und
- Durchführung des brandspezifischen und systematischen Auswahlverfahrens mit der Festlegung der Räume, für die brandspezifische Ereignisablaufanalysen erforderlich sind.

Zuerst werden bei der brandspezifischen Auswahl die Räume aussortiert, von denen unter Berücksichtigung aller brandspezifischen Gegebenheiten angenommen werden kann, dass dort entweder kein Brand entstehen oder ein Brand sowohl im Raum selbst als auch in den angrenzenden Räumen keinen relevanten Schaden anrichten kann.

Dann ist für jeden der verbleibenden Räume in einer systemtechnischen Auswahl zu entscheiden, ob ein brandbedingter Ausfall des Inventars im Raum oder in den Nachbarräumen zur Häufigkeit der Gefährdungszustände beiträgt.

Der erste Arbeitsschritt wird mit Hilfe der folgenden Ordnungskriterien durchgeführt /HOF 2003/:

- Brandbelastung: Die Räume werden nach der Größe ihrer Brandbelastung geordnet.
- Brandeintrittshäufigkeit pro Jahr: Die Räume werden nach der Größe der Brandeintrittshäufigkeit im Raum geordnet.
- Brandausbreitung: Die Räume werden nach dem Übergreifen des Brandes auf benachbarte Räume geordnet. Das Übergreifen des Brandes wird mit Hilfe eines Ereignisbaums bewertet.

Für die nach den Auswahlverfahren 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.

2.3.2 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 Kapitel 3 "Vorgehensweise bei der PSA 1994 zur Schachtförderanlage für 85 t Nutzlast" abgehandelt.

2.4 Einwirkungen von außen (EVA)

2.4.1 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.

Die anlagenspezifische Ermittlung der Häufigkeit für das Auftreten eines Flugzeugabsturzes erfolgt auf Basis von für den Standort geltenden Flugunfall-Statistiken.

Zusätzlich sind Treibstoffbrände zu berücksichtigen. Zu einem ist die Teilmenge des beteiligten Treibstoffs abzuschätzen, anhand der Treibstoffverteilung über den Flugzeugquerschnitt sowie ihrer Projektion auf die anzusetzende Schadensfläche. Zum anderen ist von der gesamten Treibstoffmenge auszugehen.

2.4.2 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/.

2.4.3 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 Flusstandorte und einen Tag für Tidestandorte deutlich kleiner als 10^{-2} anzunehmen ist.
- Ermittlung und Quantifizierung der Ereignisabläufe.

Bei den Sicherheitsanalysen der Kernkraftwerke ist eine Quantifizierung im Rahmen der Ereignisablaufanalyse nur soweit erforderlich, wie es das Nachweisziel der Sicherheitsanalyse „Kernschadenshäufigkeit deutlich kleiner als 10^{-6} /a“ erfordert.

2.4.4 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 Berücksichti-

gung 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.

2.4.5 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/.

2.5 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%-Fraktile und der Erwartungswerte, auszuweisen.

2.6 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/.

Die Methoden zur Durchführung einer PSA haben sich kontinuierlich weiterentwickelt, dennoch verbleiben offene Punkte, bei denen methodische Weiterentwicklungen erforderlich sind. In den letzten Jahren sind die folgenden sicherheitsrelevanten Entwicklungen im Bereich der PSA für Kernkraftwerke zu beobachten:

- Softwarebasierte Sicherheits-Leittechnik ersetzt zunehmend die konventionelle Leittechnik und wird in absehbarer Zeit auch sicherheitsrelevante Aufgaben übernehmen.
- Die Betriebserfahrung weist auf die sicherheitstechnische Bedeutung von bisher nicht untersuchten auslösenden Ereignissen sowie von Einflüssen der Organisation und des Sicherheitsmanagements hin.
- Das im Rahmen einer Sicherheitsbeurteilung zu untersuchende Aufgabenspektrum des Personals hat sich erweitert.
- Umfang und Detaillierungsgrad der durchzuführenden Untersuchungen erweitern sich.

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

2.6.1 Methoden zur Bewertung digitaler Leittechnik

Die Sicherheitsleittechnik der Kernkraftwerke wird ständig modernisiert, aber bislang existierten weltweit keine allgemein anerkannten Methoden zur probabilistischen Bewertung softwarebasierter digitaler Leittechnik, einschließlich der Bewertung der Mensch-Maschine-Schnittstelle. Im Rahmen des Berichts /GRS 2010/ wurden Recherchen zu Methoden der Zuverlässigkeitsbewertung der Hard- und Software durchgeführt und die Konzepte zur probabilistischen Bewertung softwarebasierter Leittechnik weiterentwickelt.

Der Einsatz softwarebasierter Sicherheitsleittechnik im nuklearen Bereich unter Verwendung diversitärer Hard- und Software wird als wegweisende Lösung betrachtet. Zur Bewertung der Mensch-Maschine-Schnittstelle wurde ein Konzept vorgestellt, welches zur Vervollständigung der Bewertung der technischen Zuverlässigkeit im Rahmen einer PSA auch die menschliche Zuverlässigkeit beim Einsatz softwarebasierter Leittechnik berücksichtigt.

2.6.2 Berücksichtigung wissensbasierter Personalhandlungen und organisatorischer Einflüsse

Als zweites Thema wurden die Bewertungsmethoden zur Berücksichtigung wissensbasierter Personalhandlungen und organisatorischer Einflüsse in der PSA verbessert. Mit Hilfe der neuen Bewertungsmethoden wurden die organisatorischen Einflussfaktoren und das Sicherheitsmanagement herausgearbeitet, quantifiziert und in die PSA integriert.

2.6.3 Methodische Ansätze zur Berücksichtigung auslösender Ereignisse und Einwirkungen von innen und außen in der PSA

Ein weiteres Ziel war eine verbesserte Berücksichtigung auslösender Ereignisse und übergreifender Einwirkungen von innen und außen in der PSA. Vorhandene Methoden zur Ermittlung von Leck- und Bruchhäufigkeiten druckführender Komponenten und ein systematisches Auswahlverfahren zur Bestimmung kritischer Anlagenteile bei einer seismischen probabilistischen Sicherheitsanalyse (SPSA) wurden weiterentwickelt. Außerdem wurde eine erste Untersuchung bezüglich eines möglichen Bedarfs einer Methodenentwicklung für eine probabilistische Bewertung von Transienten aufgrund von Überspannungen oder Fremdspannungseinträgen durchgeführt.

2.6.4 Berücksichtigung von Unsicherheiten und Ausschluss von Fehlerquellen in der PSA

Eine weitere Aufgabe war die Verbesserung der Methoden zur Berücksichtigung von Unsicherheiten und zum Ausschluss von Fehlerquellen in der PSA. Dazu wurden Methoden zur Durchführung von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen in probabilistischen Dynamikanalysen bereitgestellt. Damit konnten mehrere potenzielle Fehlerquellen beseitigt werden.

2.6.5 Methodenweiterentwicklung für Unfallszenarien

Das letzte Ziel war die methodische Weiterentwicklung und Überprüfung des Simulationsprogramms „Accident Source Term Evaluation Code“ (ASTEC) dahingehend, ob es zur Analyse von Unfallszenarien eingesetzt werden kann. Die aktuelle Version von ASTEC wurde für den Einsatz in einer PSA der Stufe 2 erfolgreich erprobt.

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

In der PSA /DBE 1994b/ 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.

3.1 Betriebsvorgänge

Beim Betrieb der Schachtförderanlage wurden drei Hauptvorgänge berücksichtigt:

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

Diese drei Hauptvorgänge wurden wegen ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung in mehrere Funktionsschritte unterteilt.

3.1.1 Beschickung des Förderkorbes

Dieser Hantierungsvorgang besteht aus den folgenden Funktionsschritten (vgl. Abbildung 3-1):

1. Öffnen des Schleusentores 2.
2. Aufschiebevorrichtung 1 nach Kupplungsposition bewegen.
3. Kupplung an Aufschiebevorrichtung 1 schließen, der Plateauwagen (PW) ist angekuppelt vor der Schachtsperre.
4. Schachtsperre 2 öffnen.
5. Aufschiebevorrichtung 1 transportiert den PW vor dem Hubtor 2 in der Schleuse.
6. Schachtsperre 2 schließen.
7. Schließen des Schleusentores 2.
8. Entriegeln des Hubtores 2.

9. Öffnen des Hubtores 2.
10. Aufschiebevorrichtung 1 transportiert den PW in Förderkorb auf den Korbzwischenboden.
11. Wagenarretierung 2 schließt selbsttätig.
12. Kupplung an Aufschiebevorrichtung 1 öffnen (PW im Förderkorb).
13. Aufschiebevorrichtung 1 nach Startposition bewegen.
14. Schließen des Hubtores 2.
15. Verriegeln des Hubtores 2.

Damit ist die Beschickung des Förderkorbes als Hantierungsvorgang vollständig erfasst.

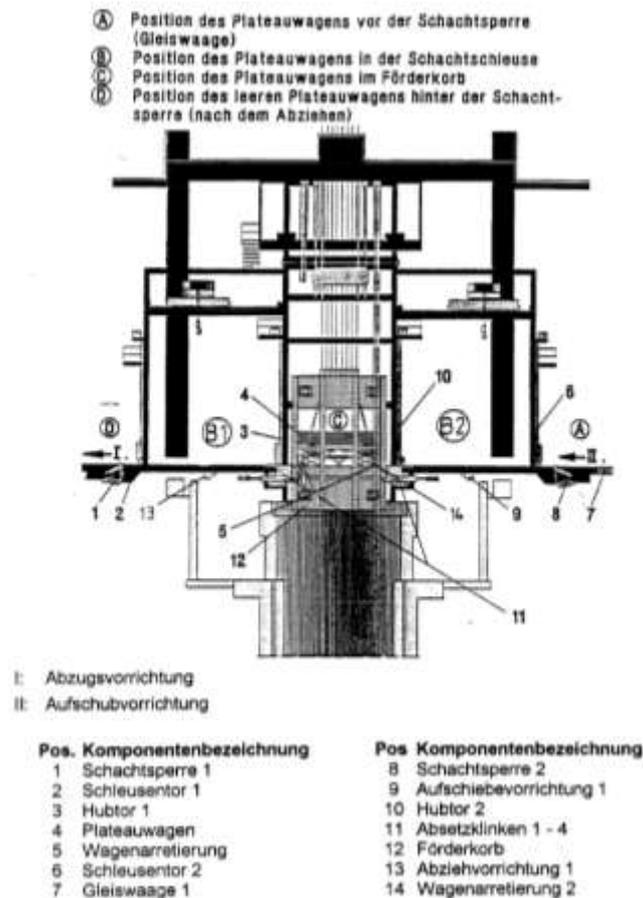


Abbildung 3-1: Anordnung der Komponenten und Position des Plateauwagens im Bereich der übertägigen Schachtbeschickungsanlage.

3.1.2 Schachttransport nach unter Tage

Dieser Hantierungsvorgang besteht aus den folgenden Funktionsschritten (vgl. Abbildung 3-2):

1. Anheben des Förderkorbes auf die Beschickungsebene über Tage.
2. Anheben des Förderkorbes mit Korbzwischenboden in die Halteposition über die Beschickungsebene über Tage.
3. Ausfahren der Absetzklinken 1 – 4 aus dem Schacht

4. Absenken des Förderkorbes zu dem Anfahrpunkt der Einlagerungssohle.
5. Einfahren der Absetzklinken 5 – 8 auf der Einlagerungssohle in den Schacht.
6. Absenken des Korbzwischenbodens auf die Absetzklinken 5 – 8.
7. Absenken des Korbes in die Halteposition unter die Beschickungsebene unter Tage.

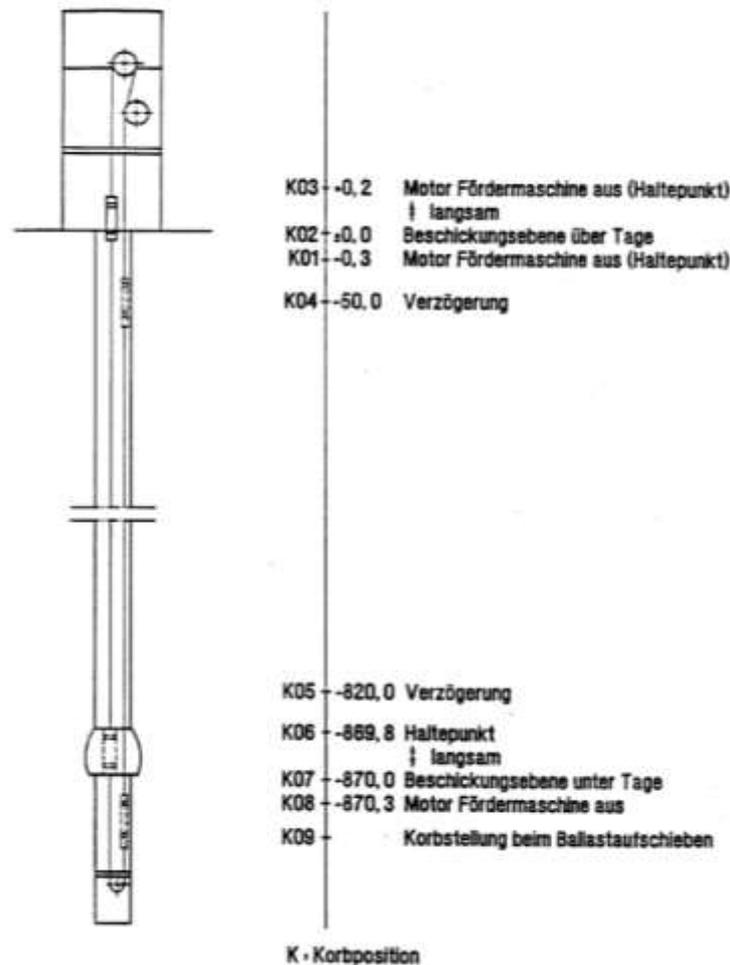


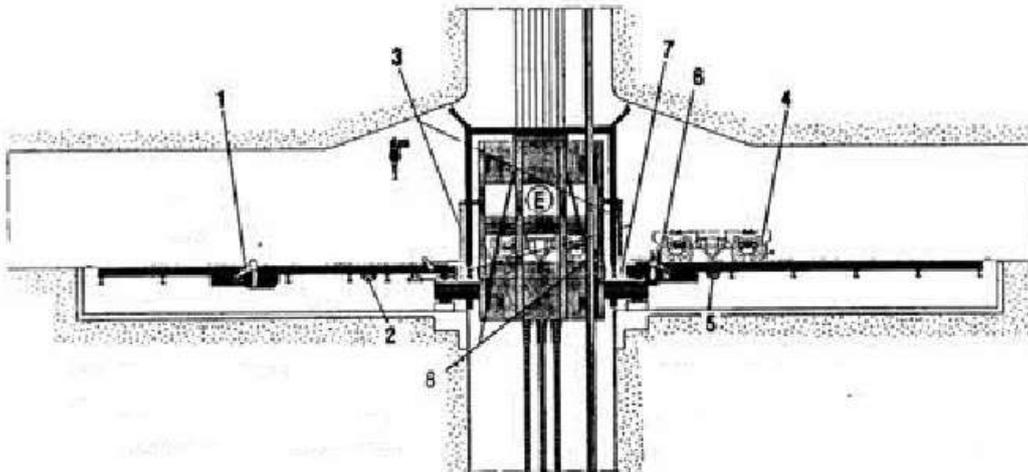
Abbildung 3-2: Höhenschema und Schaltpunkte der Schachtförderanlage mit einer Einlagerungssohle in 870 m Teufe.

3.1.3 Abziehvorgang unter Tage

Dieser Hantierungsvorgang besteht aus den folgenden Funktionsschritten (vgl. Abbildung 3-3):

1. Entriegeln des Hubtores 3 (für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung) bzw. Hubtor 4 (für ausgediente Brennelemente und Abfälle mit Wärmeentwicklung).
2. Öffnen des Hubtores 3 bzw. des Hubtores 4.
3. Abziehvorrichtung 3 bzw. 4 nach Förderkorb bewegen.
4. Kupplung an Abziehvorrichtung 3 bzw. 4 schließen, PW ist angekuppelt im Förderkorb.
5. Wagenarretierung 3 bzw. 4 öffnen.
6. Schachtsperre 3 bzw. 4 öffnen.

7. Abziehvorrichtung 2 transportiert den PW in die Füllortseite.
8. Wagenarretierung 3 bzw. 4 schließen.
9. Schachtsperre 3 bzw. 4 schließen.
10. Schließen des Hubtores 3 bzw. 4.
11. Verriegeln des Hubtores 3 bzw. 4.
12. Kupplung an Abziehvorrichtung 3 bzw. 4 öffnen.



E Position des Plateauwagens im Förderkorb

Pos.	Komponentenbezeichnung
1	Schachtsperre 3
2	Abziehvorrichtung 3
3	Hubtore 3 bzw. 4
4	Plateauwagen - PW(4) - (leer)
5	Abziehvorrichtung 4
6	Schachtsperre 4
7	Absetzklinken 5 - 8
8	Wagenarretierung 3 bzw. 4

Abbildung 3-3: Anordnung der Komponenten und Positionen des Plateauwagens im Bereich des Füllortes der Einlagerungssohle.

3.2 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.

3.2.1 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.

Startpunkt war der vor dem Schleusentor 2 bereitstehende beladene Plateauwagen, siehe Abbildung 3-1. Während des übertägigen Aufschiebevorganges auf den abgesetzten Korbboden des Förderkorbes können Störungen auftreten, die den Plateauwagen unabhängig von seiner jeweiligen Position blockieren.

Ein typisches Ereignis wäre das Versagen der Aufschieberkupplung, welche nach dem Ankuppeln bei Betätigung nicht öffnen würde. Hierzu wurde bemerkt, dass dieses Ereignis deshalb unabhängig vom jeweiligen Aufenthaltsort des Plateauwagens ist, weil das Öffnen der Kupplung nicht nur in der Endposition im Förderkorb notwendig ist, sondern auch in davorliegenden Positionen nach Ausfall von anderen Komponenten (Schachtsperre 2, Hubtor 2) erforderlich werden kann.

Zu den positionsabhängigen Störungen gehört das Blockieren des Plateauwagens im Bereich von Schleusentor 2, vor dem Hubtor 2 und im Bereich von Hubtor 2. Im Bereich von Schleusentor 2 kann der beladene Plateauwagen blockiert werden durch:

- das herabstürzende Schleusentor 2 oder
- ein unbeabsichtigtes Schließen des Schleusentores 2, also durch einen Schaltfunktionsfehler der Motorsteuerung.

Vor dem Hubtor 2 kann der beladene Plateauwagen blockiert werden, wenn Hubtor 2 nicht öffnet und der Rückweg aus der Schleuse versperrt ist. Der Rückweg aus der Schleuse kann versperrt werden durch Schleusentor 2 oder Schachtsperre 2, wenn diese nicht öffnen.

Im Bereich von Hubtor 2 kann der beladene Plateauwagen blockiert werden durch:

- den Absturz des Hubtores 2 oder
- ein unbeabsichtigtes Schließen des Hubtores 2, also durch einen Schaltfunktionsfehler der Motorsteuerung.

Außerdem kann der beladene Plateauwagen blockiert werden durch ein Versagen der Schienenbrücke, was einen vertikalen Versatz und teilweises Entgleisen zur Folge haben kann. Zu einem Blockieren des beladenen Plateauwagens kann es ebenfalls kommen, wenn der Korbboden versagt, und infolge eines vertikalen Versatzes der Schienen der Plateauwagen durch die Aufschiebevorrichtung nicht bewegt werden kann.

Während des untätigen Abziehvorgangs können wiederum Ereignisse eintreten, bei denen der beladene Plateauwagen teils unabhängig, teils abhängig von seiner jeweiligen Position blockiert wird.

Das für den positionsunabhängigen Fall relevante Ereignis ist das Versagen der jeweiligen Abzieherkupplung der Abziehvorgänge 3 bzw. 4, welche nach dem Ankuppeln an den Plateauwagen auf dem Korbboden bei Betätigung nicht öffnen. Auch hier wird das Öffnen der Kupplung bei Ausfällen anderer Komponenten (Hubtor 3 oder Schachtsperre 3 bzw. Hubtor 4 oder Schachtsperre 4) erforderlich.

Zu den positionsabhängigen Ereignissen unter Tage gehört das Blockieren im Bereich von Hubtor 3 bzw. 4. Beim Entladen kann der beladene Plateauwagen in Position E blockiert werden durch ein Verkleben der Arretierungszapfen im Korbboden oder durch die nicht öffnende Wagenarretierung. Diese Störung wird durch Wiederanfahren der übertragenden Beschickungsebene nicht aufgehoben.

Im Bereich von Hubtor 3 bzw. 4 kann der beladene Plateauwagen blockiert werden durch:

- Das herabstürzende Hubtor 3 bzw. Hubtor 4 oder
- Ein unbeabsichtigtes Schließen des Hubtores 3 bzw. Hubtores 4, also durch einen Schaltfunktionsfehler der Motorsteuerung.

Außerdem kann der beladene Plateauwagen blockiert werden durch auftretende Betriebsstörungen am beladenen Plateauwagen (Achsen, Räder, Drehgestelle) /DBE 1994a/.

3.2.2 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 teilweisem 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 Endlagergebinden nur beim freien Fall eines Endlagergebindes oder Transportbehälters über größere Fallhöhen oder durch den Absturz einer Last mit großer Masse auf die freiliegende Oberfläche des Endlagergebindes 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 Abfallgebinden 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 Seilzwischengeschirre oder Passtückversteckvorrichtungen zum Absturz des Förderkorbs führt.

Im zweiten Fall wurde außer dem Wellenbruch auch das Versagen der Förderturmkonstruktion angenommen, so dass der Förderkorb mit Abfallgebinden, 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 Abfallgebinden 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,
- Schachtsperrung 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 werden. 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.

3.3 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.

3.3.1 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.

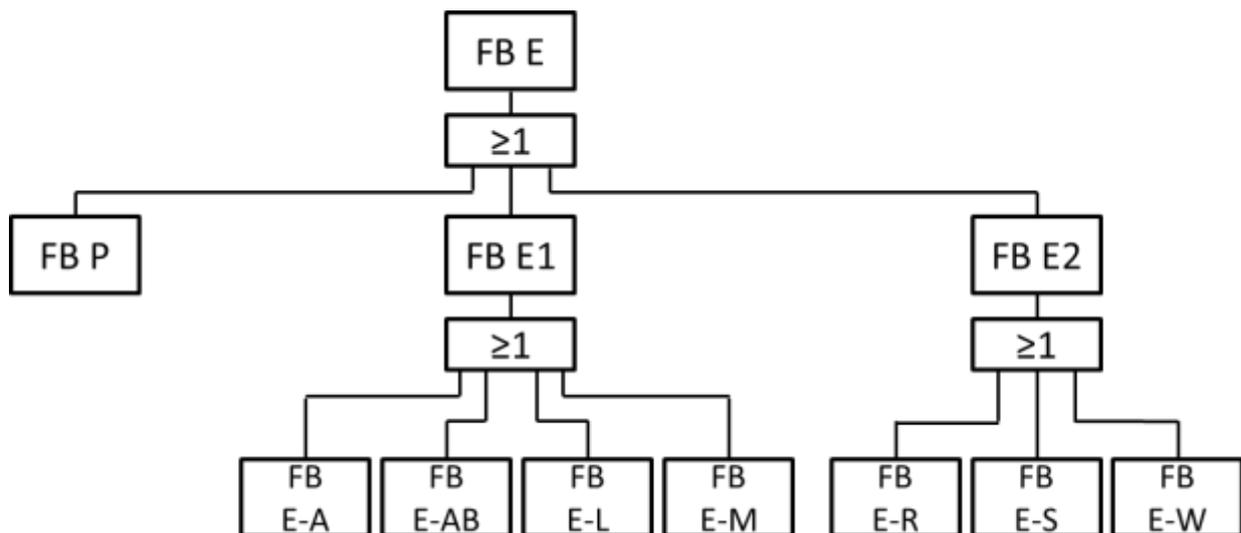


Abbildung 3-4: Hierarchisches Schema des Gesamtfehlerbaums E

3.3.1.1 Fehlerbaum FB P: Beladener Plateauwagen fällt wegen Defekt aus

Der beladene Plateauwagen fällt wegen eines Defekts aus, wenn eine seiner für die Bewegungsfähigkeit und Tragfähigkeit wesentlichen technischen Komponenten versagte:

- Laufwerk und
- Wangen.

Ein Versagen der Schlepptaverse wird nicht betrachtet.

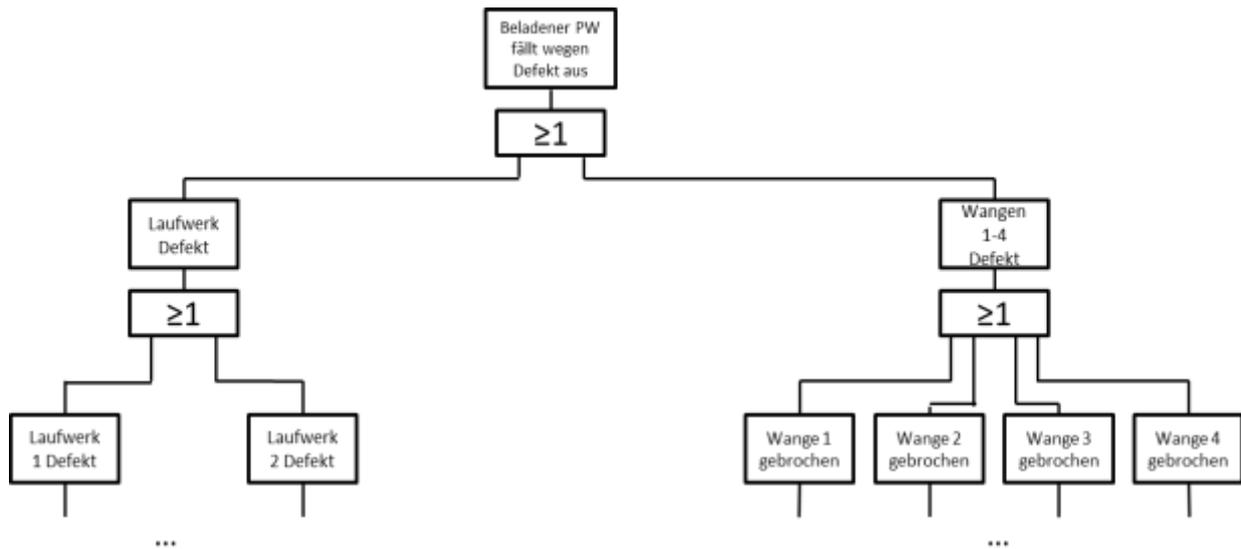


Abbildung 3-5: Teil des Fehlerbaums FB P

3.3.1.2 Fehlerbaum FB E-A: Plateauwagen blockiert beim Aufschiebevorgang – Aufschieberkupplung öffnet nicht

Der beladene Plateauwagen kann beim Aufschiebevorgang blockiert werden, wenn eine der für diesen Vorgang wesentlichen technischen Komponenten versagt:

- Klauen,
- Kipphebelanordnung und
- Steuerkette.

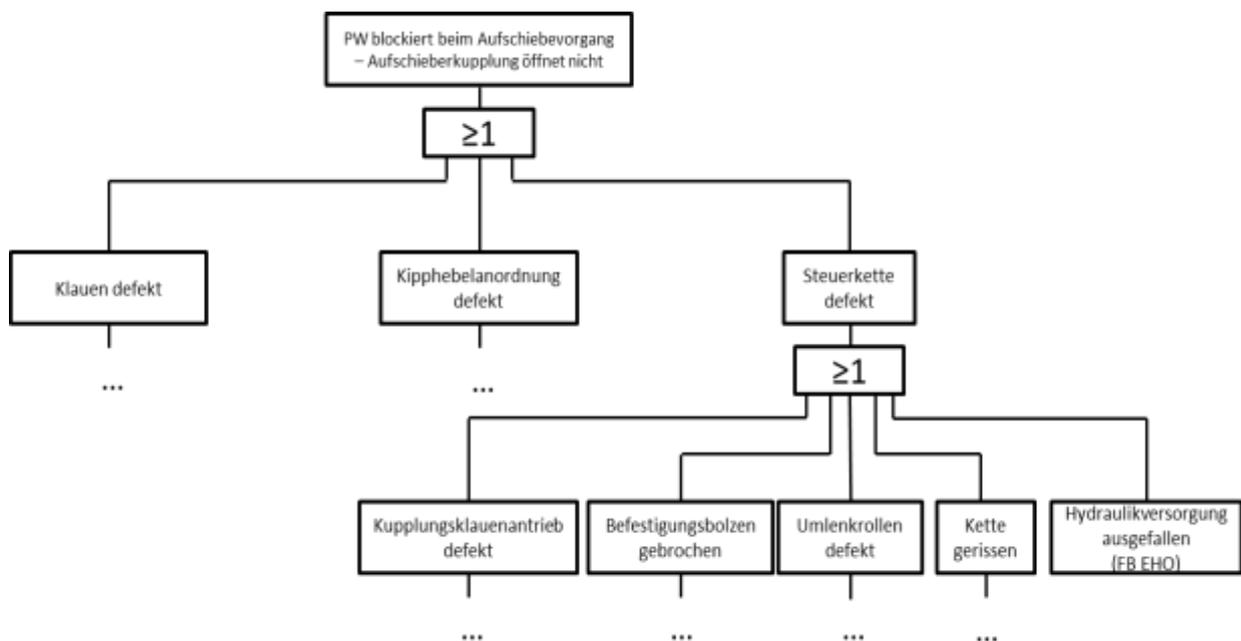


Abbildung 3-6: Teil des Fehlerbaums FB E-A

Zusätzlich geht in diesen Fehlerbaum der Ausfall der allen übertägigen Einrichtungen gemeinsamen Hydraulikversorgung als Unterfehlerbaum (E-HO) ein.

3.3.1.3 Fehlerbaum FB E-AB: Plateauwagen blockiert im Bereich von Schleusentor 2

Der beladene Plateauwagen kann durch Versagen des Schleusentores 2 beim Passieren blockiert werden. Dabei wird angenommen, dass der beladene Plateauwagen sowohl durch ein unbeabsichtigtes Schließen des Schleusentores 2 als auch durch den Absturz desselben eingeklemmt werden kann. Ein Absturz des geöffneten Schleusentores 2 setzt ein gleichzeitiges Versagen von Torhubeinrichtung und Absturzsicherung voraus.

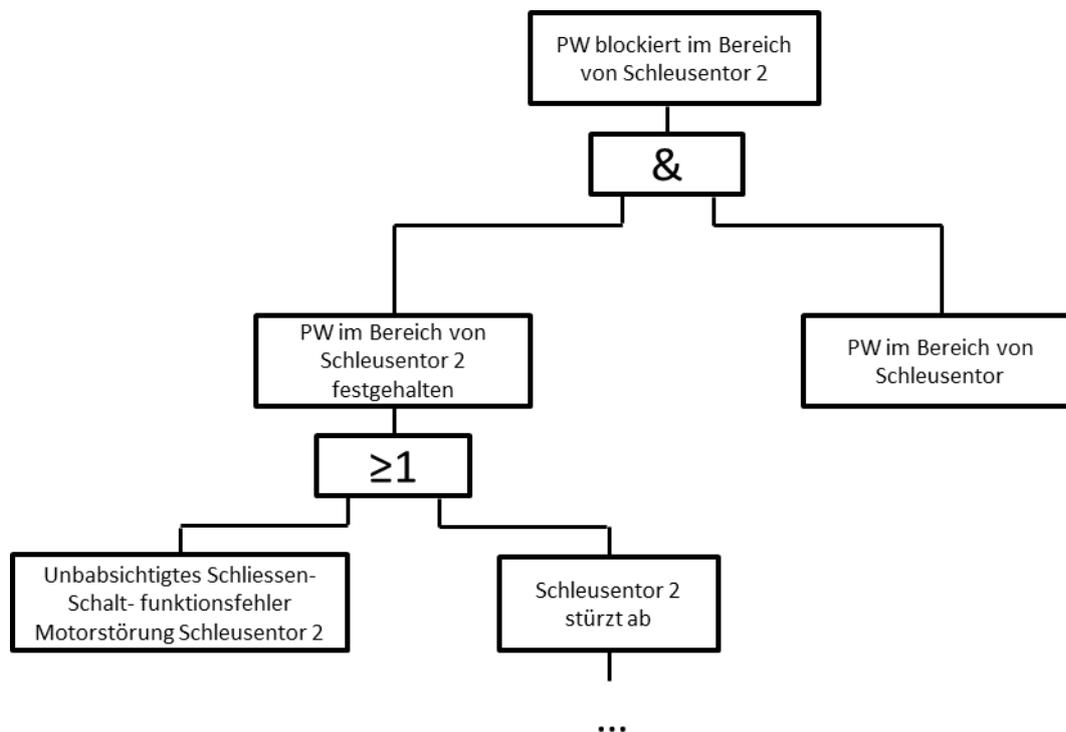


Abbildung 3-7: Teil des Fehlerbaums FB E-AB

3.3.1.4 Fehlerbaum FB E-L: Plateauwagen blockiert vor dem Hubtor 2

Der beladene Plateauwagen wird in der Schleuse blockiert, wenn das Hubtor 2 wegen Versagens nicht geöffnet werden kann und der Rückweg aus der Schleuse versperrt ist. Das Hubtor 2 könnte nicht geöffnet werden, wenn entweder die Hubtorverriegelung, Absturzsicherung in Schließstellung oder der Hubantrieb versagen. Der Rückweg aus der Schleuse ist versperrt, wenn entweder das Schleusentor 2 oder die Schachtsperre 2 nicht öffnen.

Sowohl beim Hubtor 2 als auch bei der Schachtsperre 2 geht der Ausfall der allen übertägigen Einrichtungen gemeinsamen Hydraulikversorgung als Unterfehlerbaum ein.

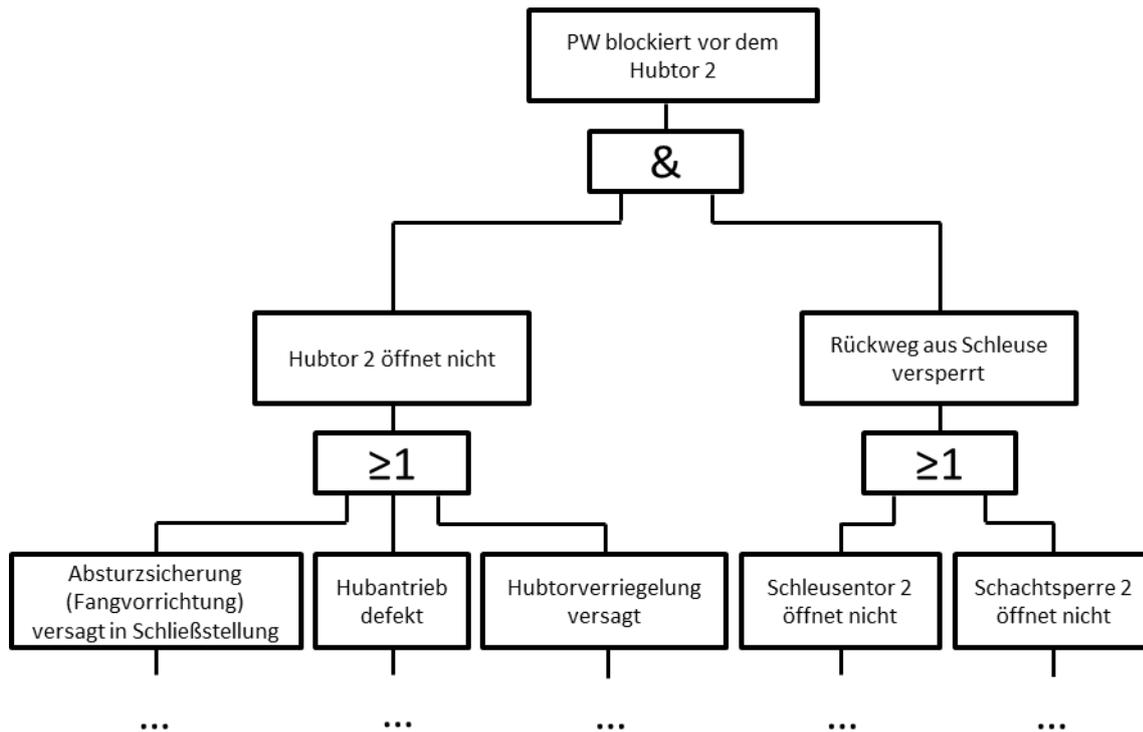


Abbildung 3-8: Teil des Fehlerbaums FB E-L

3.3.1.5 Fehlerbaum FB E-M: Plateauwagen blockiert im Bereich von Hubtor 2

Der beladene Plateauwagen blockiert durch Versagen des Hubtores 2 beim Passieren im Bereich von Hubtor 2. Weiterhin wird angenommen, dass durch ein Versagen einer der Schienenbrücken oder des Korbzwischenbodens während des Passierens der Plateauwagen vertikal versetzt wird und teilweise entgleist.

Ein Absturz des geöffneten Hubtores 2 setzt ein gleichzeitiges Versagen der Torhubeinrichtung und der Absturzsicherung voraus. Ebenso kann ein unbeabsichtigtes Schließen durch Versagen der Motorsteuerung erfolgen.

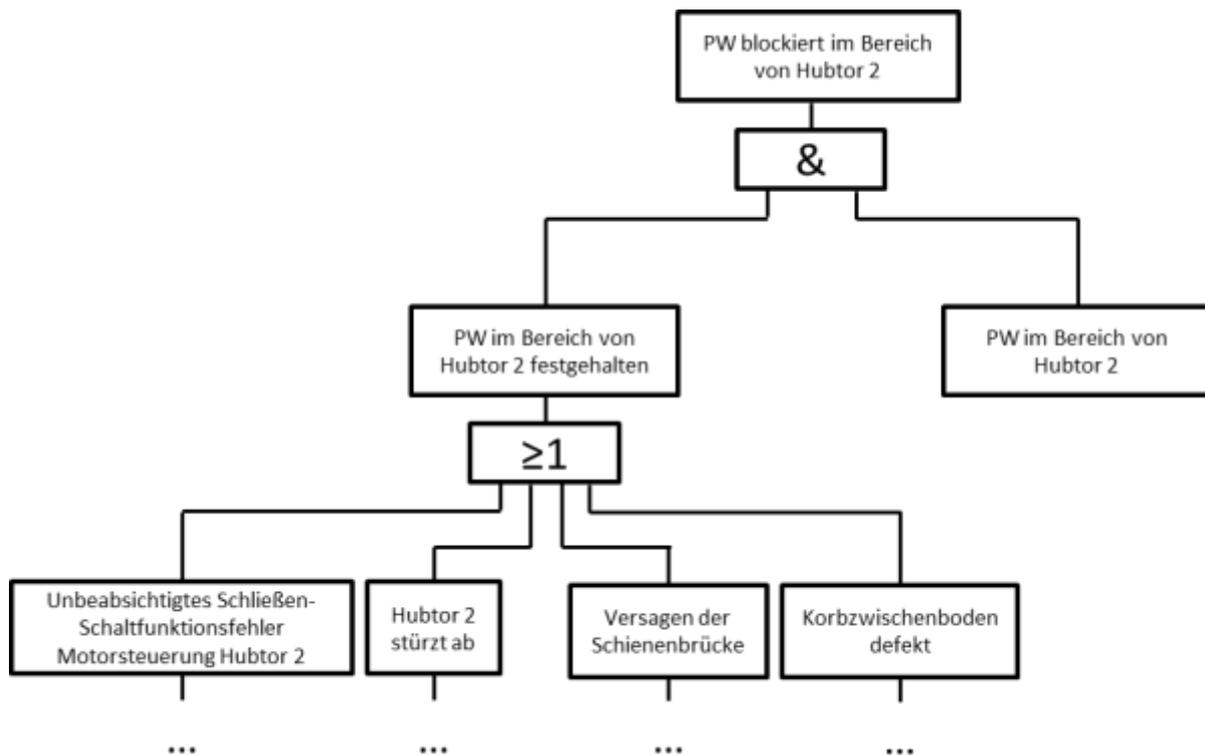


Abbildung 3-9: Teil des Fehlerbaums FB E-M

3.3.1.6 Fehlerbaum FB E-R: Plateauwagen beim Entladen blockiert

Der beladene Plateauwagen wird beim Entladen blockiert, wenn er sich nicht vom Korbzwischenboden abziehen lässt. Ursachen dafür sind entweder im Korbzwischenboden verklemmte Arretierungszapfen oder die beiden im Korbzwischenboden befindlichen Wagenarretierungen, welche sich nicht öffnen lassen. Dieses Blockieren wird durch Wiederanfahren der übertragigen Beschickungsebene (im Förderkorb) nicht aufgehoben.

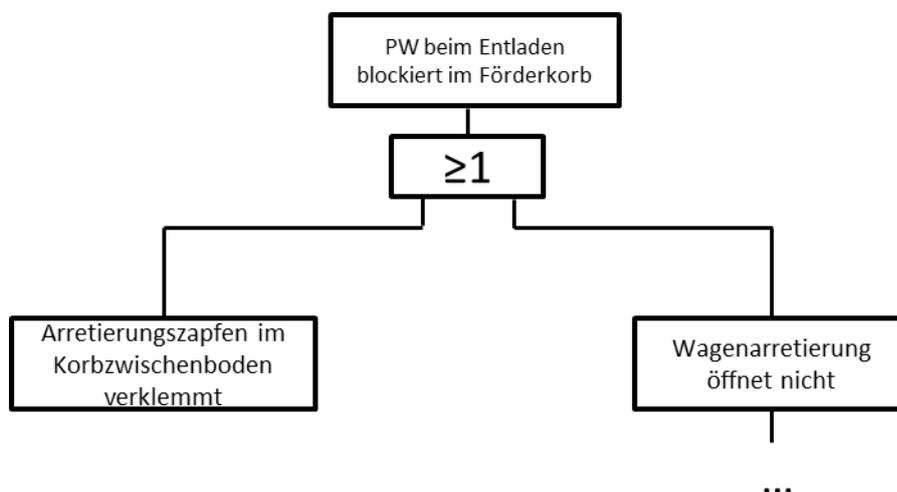


Abbildung 3-10: Teil des Fehlerbaums FB E-R

3.3.1.7 Fehlerbaum FB E-S: Plateauwagen blockiert im Bereich von Hubtor 3

Der beladene Plateauwagen blockiert im Bereich von Hubtor 3 durch Versagen des geöffneten Hubtores 3 beim Passieren. Auch ein Versagen einer der Schienenbrücken während des Passierens kann zu einem vertikalen Versatz und teilweisen Entgleisen und somit zum Blockieren des Plateauwagens führen.

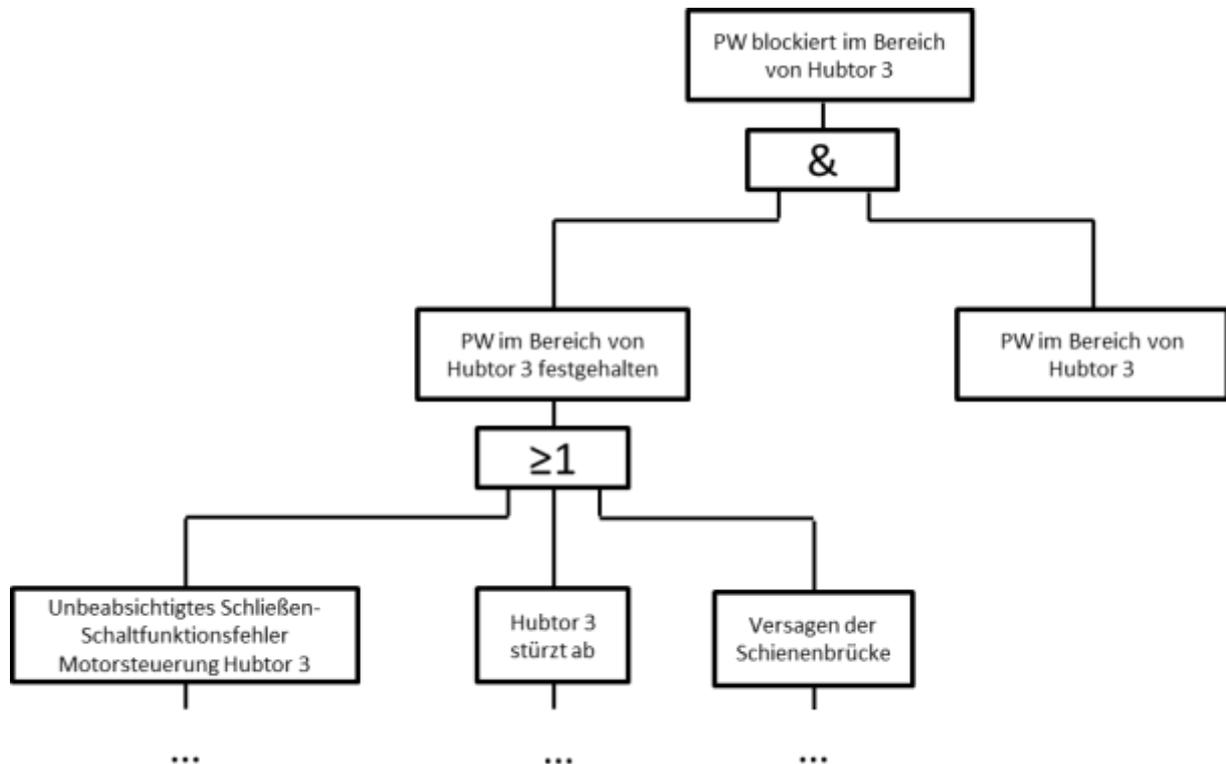


Abbildung 3-11: Teil des Fehlerbaums FB E-S

3.3.1.8 Fehlerbaum FB E-W: Plateauwagen blockiert beim Abziehvorgang – Abzieherkupplung öffnet nicht

Der beladene Plateauwagen kann beim Abziehvorgang blockieren, wenn eine der folgenden wesentlichen technischen Komponenten für das Öffnen der Abzieherkupplung versagt:

- Klauen
- Kippebelanordnung und
- Steuerkette.

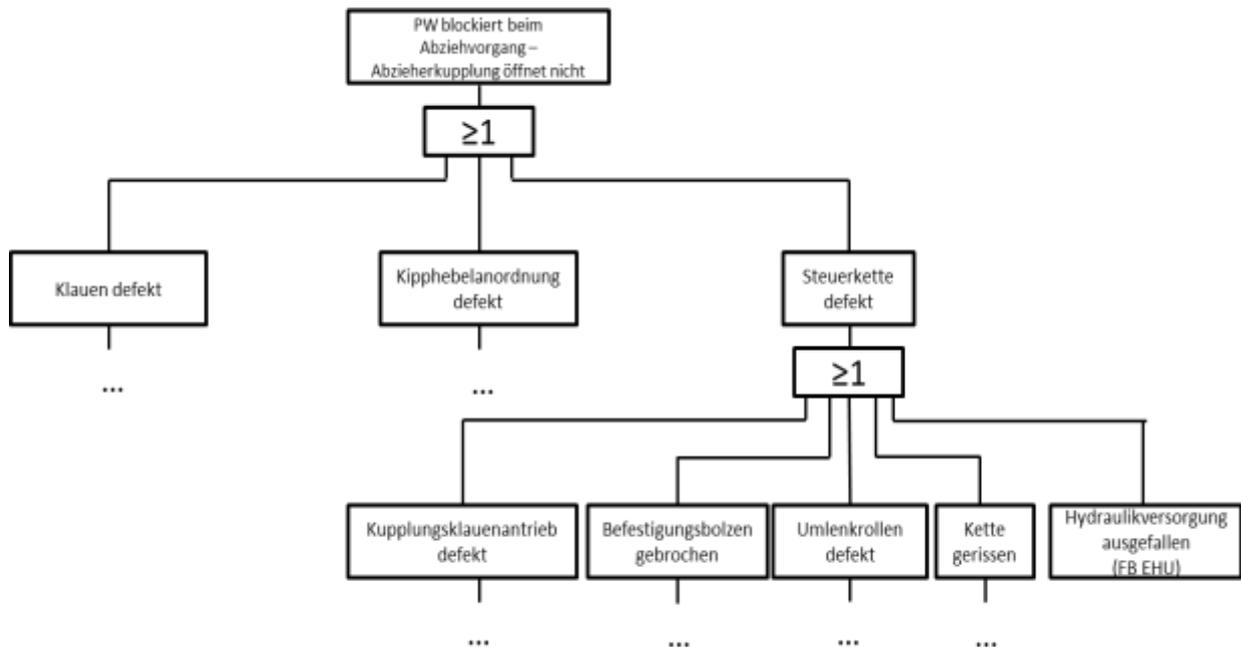


Abbildung 3-12: Teil des Fehlerbaums FB E-W

Zusätzlich geht in diesen Fehlerbaum der Ausfall der allen untertägigen Einrichtungen gemeinsamen Hydraulikversorgung als Unterfehlerbaum (E-HU) ein.

3.3.1.9 Unterfehlerbaum FB E-HO (E-HU): Plateauwagen blockiert beim Abziehvorgang – Abzieherkupplung öffnet nicht

Diese beiden Unterfehlerbäume beschreiben zwei in ihren technischen Komponenten identische Aggregate. Sie enthalten das Pumpenmodul, den Hydraulikölbehälter, die Druckregelung und diverse Ventilkombinationen.

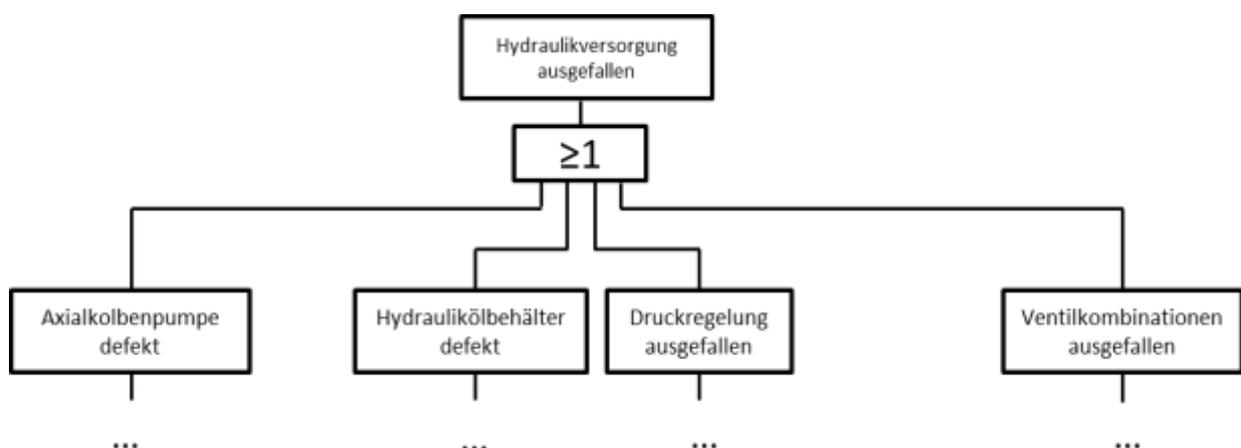


Abbildung 3-13: Teil der Fehlerbäume FB E-HO und FB E-HU

3.3.2 Fehlerbäume FB F, FB X, FB Z, FB FA: Freisetzung von radioaktivem Material bei der Schachtförderanlage

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).

3.3.2.1 Fehlerbaum FB F: Freisetzung von radioaktivem Material infolge Absturzes des beladenen Förderkorbes in den Schacht

Das TOP-Ereignis dieses Fehlerbaumes resultiert als Konsequenz aus zwei möglichen sicherheitsrelevanten Ereignissen. Bei diesen beiden Ereignissen handelt es sich um den Absturz des beladenen Förderkorbes infolge des Versagens von 6 der insgesamt 8 Oberseile und um den Absturz infolge eines Wellenbruches an der Treibscheibe. Dabei wird das Versagen eines Oberseiles zurückgeführt auf das Versagen der Komponenten:

- Seil,
- Oberseil-Zwischengeschirr (Gestell),
- Oberseil-Zwischengeschirr (Gegengewicht) und
- Hydraulische Passstückversteckvorrichtung.

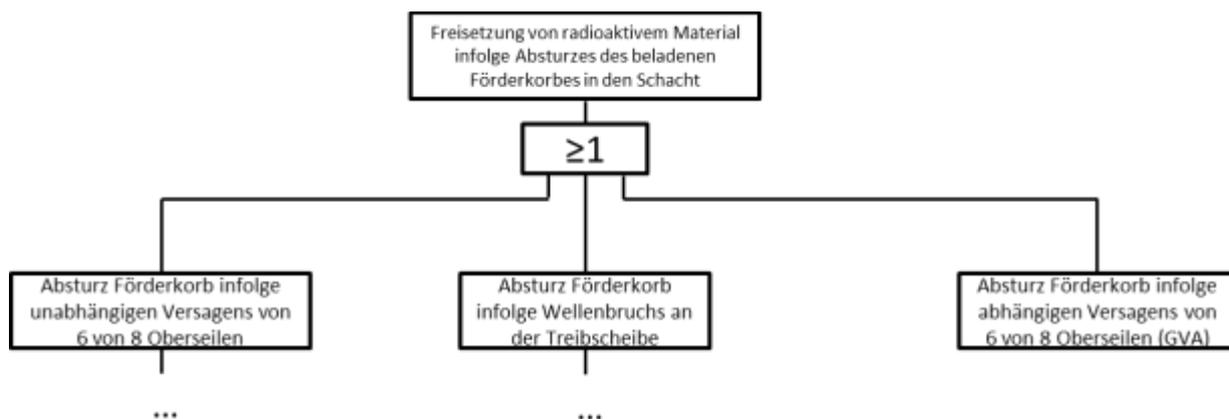


Abbildung 3-14: Teil des Fehlerbaums FB F

3.3.2.2 Fehlerbaum FB X: Schwere Last stürzt auf Plateauwagen mit Abfallgebinde

Das TOP-Ereignis dieses Fehlerbaumes resultiert aus dem Absturz einer schweren Last auf den Plateauwagen mit Abfallgebinde, welcher sich im Förderkorb im Schacht befindet. Als schwere Lasten werden hier betrachtet:

- Ablenktrommel,
- Ballast und
- Stahlspurlatte.

Der Abriss der Ablenktrommel setzt einen doppelten Wellenbruch voraus und das Versagen des Betonzwischenbodens des Förderturmes, welches beim Aufprall der Ablenktrommel erfolgen muss. Der Absturz des Ballastes setzt das Brechen der Gegengewichtsstruktur voraus, d. h. den Bruch eines der Stützwangenträger und das Abreißen des Gegengewichtsbodens. Das Abreißen einer von 120 möglichen Stahlspurlatten setzt das Abreißen einer Spurlatte an allen drei Befestigungen als unabhängiges oder als „Gemeinsam verursachter Ausfall (GVA)“ voraus.

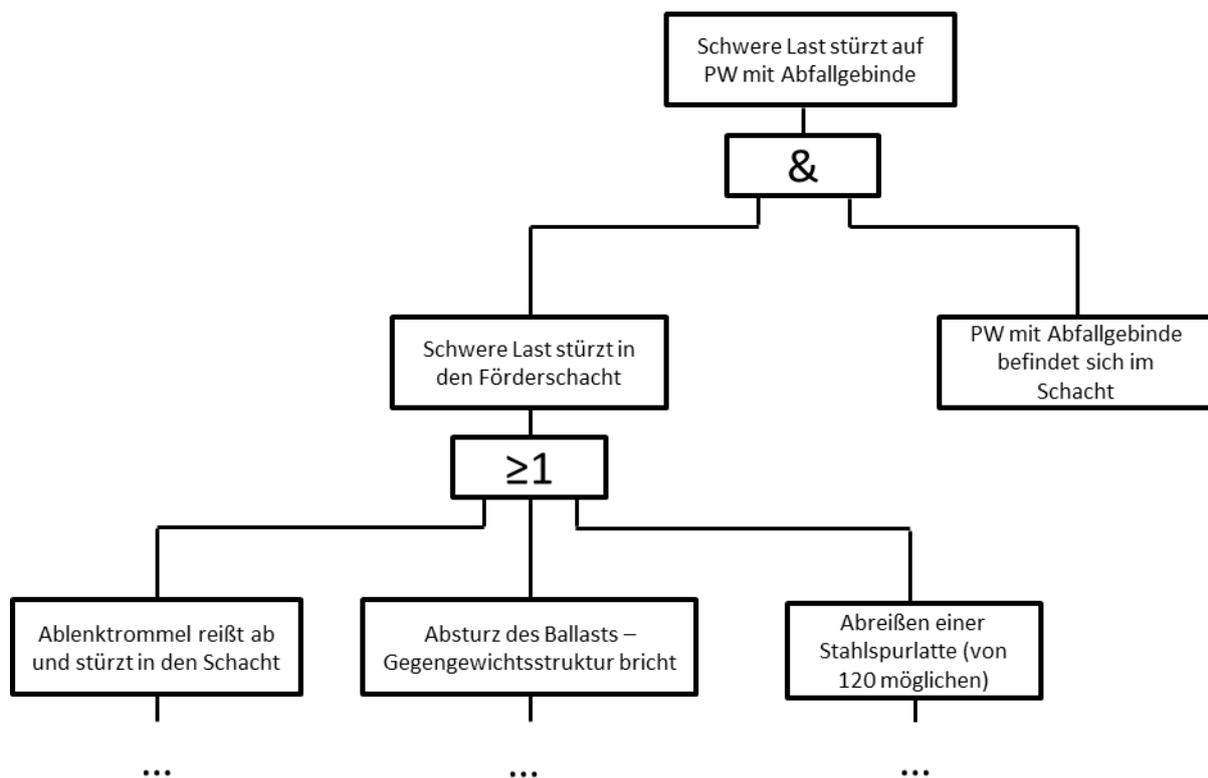


Abbildung 3-15: Teil des Fehlerbaums FB X

3.3.2.3 Fehlerbaum FB Z: Absturz Plateauwagen mit Abfallgebinde in den Förderschacht

Das TOP-Ereignis dieses Fehlerbaumes beschreibt den Absturz eines mit einem Abfallgebinde beladenen Plateauwagens in den Förderschacht auf den dort befindlichen beladenen oder leeren Förderkorb. Dazu ist ein nicht bestimmungsgemäßes Entriegeln und Öffnen von Sperren und Toren notwendig und ein nicht bestimmungsgemäßes Verfahren des beladenen Plateauwagens.

Drei Bedingungen müssen erfüllt werden:

- Schleusentor 2 wird aufgrund nicht bestimmungsgemäßer Freigaben geöffnet,
- Schachtsperre 2 wird aufgrund nicht bestimmungsgemäßer Freigaben geöffnet und
- Hubtor 2 wird nicht bestimmungsgemäß entriegelt und geöffnet.

Diese drei Bedingungen werden als erfüllt angenommen, wenn aufgrund von Fehlsignalen die Verriegelungen gleichzeitig aufgehoben werden. Dabei wurde nur die Logik der Verriegelungen modelliert, da die leittechnische Realisierung der entsprechenden Schaltkreise zum Zeitpunkt der Erstellung der PSA nicht vorlag.

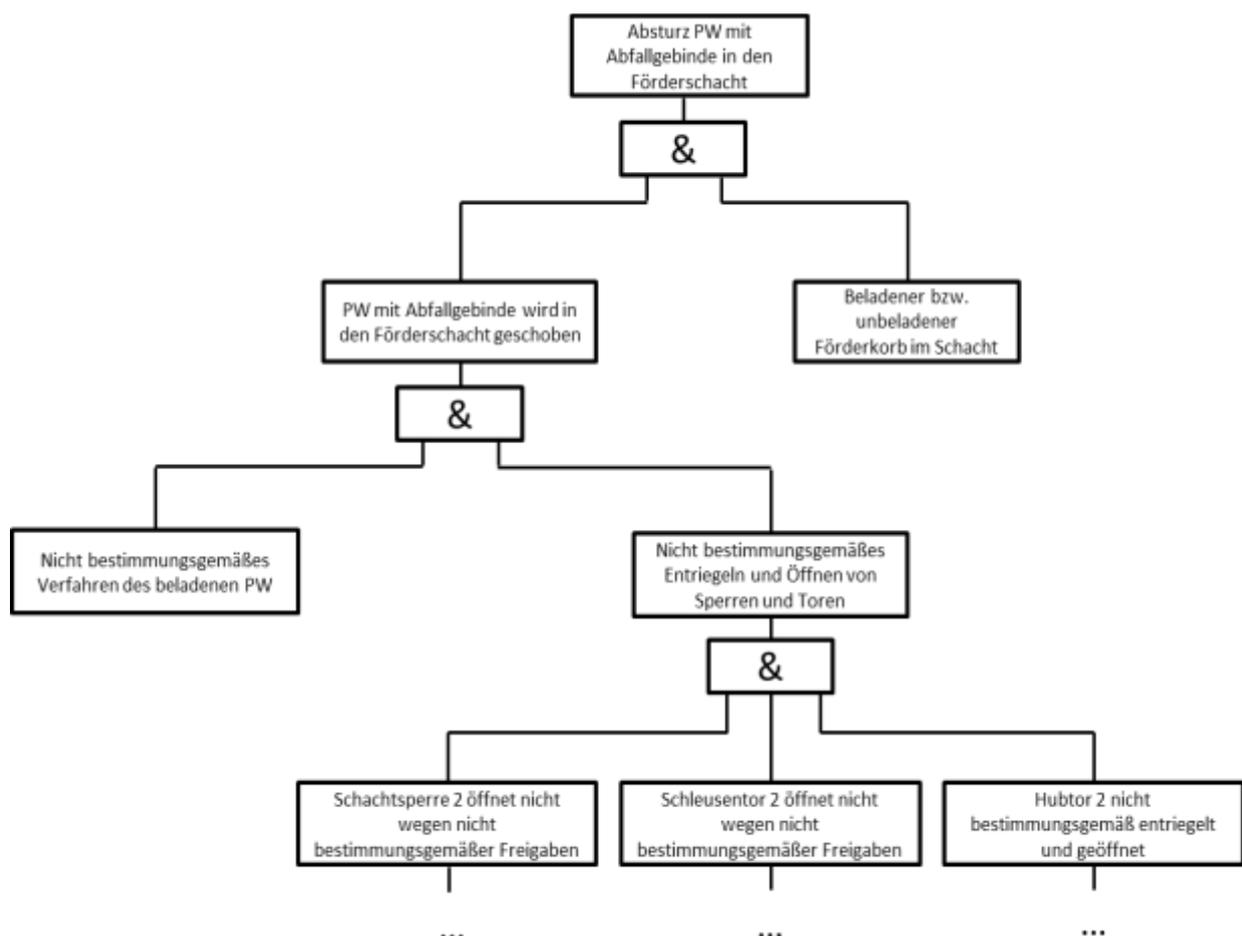


Abbildung 3-16: Teil des Fehlerbaums FB Z

3.3.2.4 Fehlerbaum FB FA: Szenarien zum schweren Übertreiben des mit einem Abfallgebinde beladenen Förderkorbes

Das TOP-Ereignis dieses Fehlerbaumes ist „schweres Übertreiben des mit einem Abfallgebinde beladenen Förderkorbes“. Dieses TOP-Ereignis wird auf zwei mögliche Ereignisse zurückgeführt.

- Das Übertreiben des Förderkorbes in Richtung des Förderturmes und
- Das Übertreiben des Förderkorbes in Richtung des Sumpfes.

Für das Übertreiben des Förderkorbes in Richtung des Förderturmes wurde sowohl das Versagen der Bremsen als auch ein Defekt der Antriebssteuerung vorausgesetzt.

Für das Übertreiben des Förderkorbes in Richtung des Sumpfes wurden ein Defekt der Bremsen und Antriebssteuerung oder ein Übertreiben infolge Seilrutsches angenommen. Ein Seilrutsch hätte nur Konsequenzen in der unmittelbaren Umgebung der Einlagerungssohle, da die auftretende Stoßbeschleunigung auf der freien Transportstrecke nach unten von den Seilfuttern und den Bremsen absorbiert werden kann.

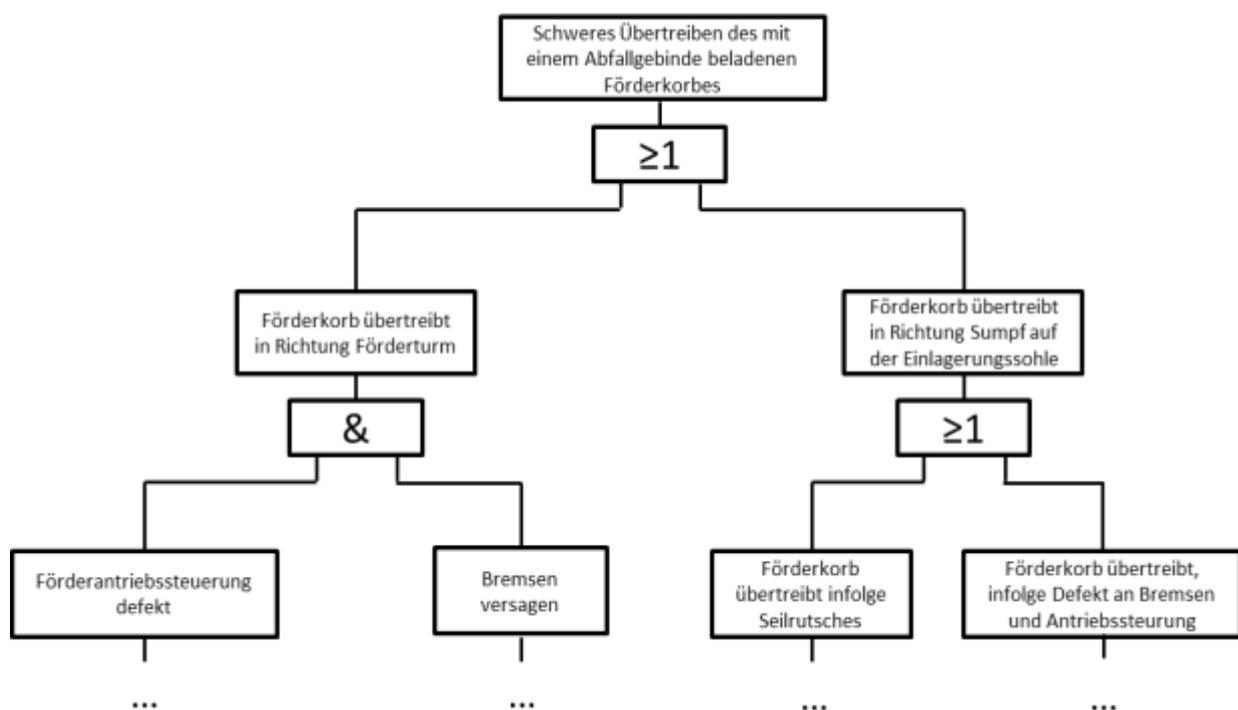


Abbildung 3-17: Teil des Fehlerbaums FB FA

3.3.3 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.

3.3.3.1 Komponentenmodelle

Entsprechend /TUB 1981/ wurden folgende Komponententypen betrachtet:

Typ 1: selbstmeldende, reparierbare Komponente:

Die Komponente ist charakterisiert durch die Zuverlässigkeitskenngrößen:

- Ausfallrate (λ) und
- mittlere Reparatur- bzw. Restorationszeit (Mean time to repair, MTTR) bzw. Reparaturrate ($\mu = 1/\text{MTTR}$).

Dieses Komponentenmodell basiert auf exponentiell verteilten Lebensdauern und Reparaturzeiten. Das bedeutet, dass eine ausgefallene Komponente nach einer Reparatur wie „neu“ zu betrachten ist und sowohl die Ausfall- als auch die Reparaturraten zeitlich konstant sind.

Bei der Auswertung wurden konservativ asymptotische Werte verwendet.

Typ 3: Komponente mit einer festen Ausfallwahrscheinlichkeit:

Dieser Typ repräsentiert reparierbare Komponenten, die zyklisch oder intermittierend betrieben werden und bei Anforderung ausfallen können. Die entsprechenden Zuverlässigkeitsparameter sind daher:

- die Ausfallwahrscheinlichkeit (p) und
- die mittlere Reparaturzeit.

In /DBE 1994b/ wurde dieser Komponententyp verwendet, um die Wahrscheinlichkeit bestimmter Bedingungen zu berücksichtigen, hier insbesondere die Aufenthaltswahrscheinlichkeit zu einem bestimmten Zeitpunkt oder über einen bestimmten Betrachtungszeitraum.

3.3.3.2 Ausfalldaten

Für das konzipierte System existierten noch keine spezifischen Ausfalldaten, daher mussten die benötigten Informationen aus vergleichbaren Bereichen herangezogen bzw. geschätzt werden (s. Tabelle 3-1).

Unter Berücksichtigung der mit der Anwendung dieser Daten verbundenen Unsicherheiten wurden die einzelnen Komponenten in die in Absatz 3.3.3.1 eingeführten Komponentenmodelle eingeordnet. Auf diese Weise lässt sich das Ausfallverhalten pauschal durch verschiedene Ausfallklassen beschreiben, die durch Ausfallraten charakterisiert sind, die sich jeweils um eine halbe Größenordnung unterscheiden.

Tabelle 3-1: Einteilung von Komponenten in Ausfallklassen und Quellenangaben

Klasse	Beschreibung	Rate [$\cdot 10^{-6}$]	Quelle
1	mech. Bruch, pass. Bauteil	0,01	analog /DUKE 1985/
2	mech. Bruch, akt. Bauteil Seil reißt	0,03	analog /DUKE 1985/ /DUKE 1985/
3	mech. Blockieren (Getriebe, Radlager, Achse Versagen eines Oberseils)	0,1	/DUKE 1985/ /DUKE 1985/
4	Leistungsbruch; Leckage	0,3	geschätzt
5	elektr. Schalter (Schaltfunktionsfehler) Absperrventil Überdruckventil	1	/Balfanz 1973/ /OREDA 1984/ /OREDA 1984/
6	Federbruch Regelventil Rückschlagventil Druckbegrenzer Bremskrafterzeuger	3	/DUKE 1985/ /ORADA 1984/ analog /OREDA 1984/ analog /OREDA 1984/ geschätzt
7	El. Motor El. Magnet Hydr. Zylinder Steuerventil Drosselventil	10	/TUB 1983/ /DUKE 1985/ /NUKEM 1985/ /OREDA 1984/ analog /OREDA 1984/
8	Bremsen Teufengeber log. Verriegelung elektr. Steuerung	30	/NUKEM 1985/ wie /TUB 1983/ geschätzt geschätzt
9	ext. Stromversorgung Pumpe Hydraulikmotor Filter Vorwärmer	100	geschätzt wie /TUB 1983/ wie /TUB 1983/ geschätzt geschätzt
10	(unbesetzt)	300	
11	Kompressor	1000	/OREDA 1984/

Die mittleren Reparaturzeiten (MTTR) wurden ausnahmslos geschätzt. Hierbei ist unter Reparaturzeit die Zeit zu verstehen, die vom Ausfall einer Komponente bis zu deren Wiederinbetriebnahme vergeht (Restorationszeit). Im Allgemeinen entspricht die reine Reparaturzeit der gesamten Restorationszeit. Allerdings könnte bei größeren nicht serienmäßig hergestellten Komponenten, die nicht im Ersatzteillager vorhanden sind, die Wiederbeschaffungszeit dominieren. Die Reparaturzeiten können ebenfalls klassifiziert werden. Ausgehend von 8-stündigem Schichtbetrieb wurde allen Reparaturen, die während einer Schicht durchgeführt werden können, eine Reparaturzeit von 8 Stunden zugeordnet.

Die Wahl der Reparaturzeiten war relativ unkritisch, da sie die Eintrittshäufigkeiten nur in geringem Maß beeinflussen. Die Wahl von kurzen Reparaturzeiten war bezüglich der Eintrittshäufigkeit konservativ.

3.3.3.3 Eintrittshäufigkeiten

Basierend auf den asymptotischen Werten der Ausfallhäufigkeitsdichte $h_i(\infty)$ und der Unverfügbarkeit $u_i(\infty)$ der betrachtenden Komponenten wurden die Schnittmengen-Häufigkeiten bzw. die Schnittmengen-Unverfügbarkeit $u_{CS}(\infty)$ einer aus k Elementen bestehenden minimalen Schnittmenge folgendermaßen bestimmt.

$$h_{CS} = \prod_{i=1}^k h_i(\infty)$$

$$u_{CS} = \sum_{j=1}^k h_j(\infty) \quad \prod_{i=1}^k u_i(\infty)$$

Die Ausfallhäufigkeitsdichte und die Unverfügbarkeit des Gesamtsystems ergab sich gemäß einer konservativen Näherung durch Summierung über die n Minimalschnittmenge zu:

$$h(\infty) = \sum_{CS=1}^n h_{CS}$$

$$u(\infty) = \sum_{CS=1}^n u_{CS}$$

Die Eintrittshäufigkeit H während eines Betrachtungszeitraumes von z. B. 1 a war dann gegeben durch:

$$H = h(\infty) \times 1 \text{ a}$$

3.3.3.4 Datenunsicherheiten

Die mit den Ausfallraten verbundenen Unsicherheiten wurden durch die Einteilung in Ausfallklassen verdeutlicht. Um die Auswirkungen solcher Unsicherheiten auch auf das Ergebnis, d. h. auf die berechneten Eintrittshäufigkeiten, aufzuzeigen, wurde ein Monte Carlo Verfahren angewandt.

Allen Ausfallraten wurden Wahrscheinlichkeitsverteilungen zugeordnet, wobei als Verteilungsfunktion eine logarithmische Normalverteilung gewählt wurde. Im Bereich zwischen Medianwert/Streufaktor und Medianwert*Streufaktor liegen 90% der Ereignisse. Konservativ

wurde für alle Ausfallraten ein relativ großer Streufaktor von 5 angesetzt, der sowohl statistische wie auch systematische Unsicherheiten abdeckt.

Als Ergebnisgrößen wurden dann berechnet:

- Der Erwartungswert (Mittelwert),
- Der Medianwert,
- Die untere 5%-Fraktile und
- Die obere 95%-Fraktile.

Die Eintrittshäufigkeit liegt dann mit 90% Wahrscheinlichkeit im Bereich zwischen der 5%- und der 95%-Fraktile.

3.3.4 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%-Fraktile unter Berücksichtigung der Unsicherheiten des Ausfallraten. (s. u. Tabelle 3-2 und Tabelle 3-3).

Tabelle 3-2: Ergebnisse der quantitativen Auswertung für den FB E und die Unterfehlerbäume

FB TOP	TOP-Bezeichnung	Eintrittshäufigkeit / Jahr (5000 Stunden)			
		Erwartungswert	Fraktile		
			5%	50%	95%
E	Erhöhte Strahlenbelastung des Betriebspersonals	5,2E+0	3,3E+0	5,0E+0	8,3E+0
E-P	Beladener PW fällt wegen Defekt aus	8,6E-3	5,8E-3	8,3E-3	1,2E-2
E-A	PW blockiert beim Aufschieben – Aufschiebekupplung öffnet nicht	2,7E+0	1,5E+0	2,4E+0	4,9E+0
E-AB	PW blockiert im Bereich von Schleusensor 2	1,6E-4	2,0E-5	1,0E-4	5,0E-4
E-L	PW blockiert vor dem Hubtor 2	3,4E-1	1,9E-1	3,1E-1	6,3E-1
E-M	PW blockiert im Bereich von Hubtor 2	1,8E-4	3,9E-5	1,1E-4	5,5E-4
E-R	PW beim Entladen blockiert	5,0E-4	6,0E-5	3,1E-4	1,4E-3
E-S	PW blockiert zwischen im Bereich	1,7E-4	2,7E-5	1,0E-4	5,1E-4

FB TOP	TOP-Bezeichnung	Eintrittshäufigkeit / Jahr (5000 Stunden)			
		Erwartungswert	Fraktilen		
			5%	50%	95%
	von Hubtor 3				
E-W	PW blockiert beim Abziehvorgang – Abzieherkupplung öffnet nicht	2,7E+0	1,5E+0	2,4E+0	4,9E+0
E-HO (E-HU)	Hydraulikversorgung defekt	2,7E+0	1,5E+0	2,4E+0	4,9E+0

Tabelle 3-3: 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			

3.4 Übergreifende anlageninterne und -externe Ereignisse

Übergreifende Ereignisse wie Brand, Erdbeben und Flugzeugabsturz wurden auch berücksichtigt. Dabei wurde zwischen anlageninternen Einwirkungen (Brand) und äußeren Einwirkungen (Erdbeben und Flugzeugabsturz) unterschieden.

3.4.1 Brand

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit von Schadensfeuern in der Schachanlage (Förderturm mit Schachhalle) wurde der Erfahrungswert $2 \cdot 10^{-6} / \text{m}^2 \text{a} / \text{DIN 18 230}$ für Entstehungsbrände in Industriebauten verwendet. Dieser Wert galt für ein mittleres Brandrisiko.

Die Brandlasten in der vorliegenden Schachanlage waren insgesamt als gering anzusehen. Als Brandlast kamen nur Kabel bzw. elektrische Einrichtungen infrage. Der Anteil von Kabelbränden bzw. Bränden an elektrischen Einrichtungen, bezogen auf die Anzahl aller Brände, nach /GRS 1985/ liegt bei ca. 30 %.

Eine Reduzierung der Eintrittshäufigkeit von Bränden um einen Faktor 10 auf $2 \cdot 10^{-7}$ /m²a gemäß /DIN 18 230/ war zulässig unter der Voraussetzung, dass es aus brandschutztechnischer Sicht Vorsorgemaßnahmen sowohl bautechnischer als auch anlagentechnischer Art gibt.

Mit Hilfe der Planungsunterlagen konnte die Grundfläche der Schachanlage ermittelt und damit eine Eintrittshäufigkeit für das Auftreten von Bränden in der Schachanlage (Förderturm mit Schachthalle) zu $2 \cdot 10^{-4}$ /a berechnet werden.

Die Häufigkeit für ein Schadensfeuer wurde, ausgehend von der ermittelten Eintrittshäufigkeit, durch eine erfolgreiche Brandbekämpfung des Betriebspersonals und durch den Einsatz der öffentlichen Feuerwehr bestimmt. Gemäß /GRS 1985/ betrug die mittlere Ausfallwahrscheinlichkeit für die direkte manuelle Brandbekämpfung durch Betriebspersonal unter der Voraussetzung einer personellen Brandmeldung und unmittelbar anschließender Brandbekämpfung 0,05 pro Anforderung. Für den Einsatz der öffentlichen Feuerwehr wurde nach /DIN 18 230/ die Wahrscheinlichkeit, dass sich ein Entstehungsbrand zu einem Vollbrand entwickelt, zu 0,1 angesetzt. Damit war die Eintrittshäufigkeit eines Schadensfeuers (Vollbrand) im Bereich Förderturm und Schachthalle $1 \cdot 10^{-6}$ /a.

Die Auswirkungen eines Brandes können zu einer direkten thermischen Belastung der Gebinde führen, oder sie können die Gebinde auch indirekt durch Schäden an technischen oder elektronischen Komponenten beeinflussen. Die Häufigkeit einer möglichen erhöhten Strahlenbelastung, die durch Maßnahmen des Betriebspersonals bei der Brandbekämpfung oder bei den nachfolgenden Arbeiten auftreten kann, wurde gegenüber der erhöhten Strahlenbelastung infolge technischen Versagens vernachlässigt. Auf Basis der geringen vorhandenen Brandlasten konnte gezeigt werden, dass nicht mit einer Freisetzung von radioaktivem Material durch die thermische Einwirkung eines Brandes auf Gebinde gerechnet werden muss. Indirekte Auswirkungen führen nicht, oder nur mit geringer Wahrscheinlichkeit, zu Ereignissen mit Freisetzung von radioaktivem Material. Insgesamt wurde gezeigt, dass die Häufigkeit einer brandbedingten Freisetzung von radioaktivem Material deutlich unter der ermittelten Freisetzungshäufigkeit für technisches Versagen liegt.

3.4.2 Erdbeben

Im Schachtbereich wurden der Förderturm, die Schachthalle und der Schachtkeller gegen Erdbebenauswirkungen /DIN 4149/ ausgelegt. Bei den Schachteinbauten wurden aufgrund ihrer Auslegung keine erdbebeninduzierten Auswirkungen auf die Abfallgebände im Förderkorb untergestellt.

3.4.3 Flugzeugabsturz

Eine Abschätzung der Eintrittshäufigkeit für einen Flugzeugabsturz auf die Schachanlage war möglich mit der in /GRS 1980/ angegeben globalen Absturzhäufigkeit von $1 \cdot 10^{-10}$ /m²*a

für schnellfliegende Militärflugzeuge. Damit wurde für den Schachtbereich eine Eintrittshäufigkeit von $1 \cdot 10^{-8}$ /a ergeben /DBE 1994b/.

Neben der erhöhten Strahlenbelastung des Betriebspersonals bei den Aufräumarbeiten kann ein solcher Flugzeugabsturz auch grundsätzlich zum Absturz des Förderkorbes und damit zur Freisetzung von radioaktivem Material führen. Für ein solches Szenario ist eine kleinere Trefferfläche anzusetzen, so dass die Eintrittshäufigkeit noch weiter reduziert wird und die ermittelte Freisetzungshäufigkeit infolge technischen Versagens vernachlässigt werden kann.

4 Differenzbetrachtung

4.1 Methoden

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.

4.2 Bewertung der Endzustände

Im Rahmen /DBE 1994b/ 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 1994b/ 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.

4.3 Anlageninterne und -externe Ereignisse

Grundsätzlich wurden anlageninterne und -externe Ereignisse in /DBE 1994b/ nicht nach den aktuellen 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, aber Ereignisablaufanalysen mit der Information bezüglich des Einflusses des Ereignisses und des Verhaltens der Sicherheit- und Betriebssysteme 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 1994b/ 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 1994b/ berücksichtigt. Gemäß /BfS 2005/ und aktueller internationaler Standards müssen auch sie durch eine PSA abgedeckt werden.

4.4 Datenquellen

Die PSA in /DBE 1994b/ wurde auf Grundlage eines Anlagenkonzeptes erstellt. Anlagenspezifische Daten zur Bestimmung von Zuverlässigkeitskenngrößen lagen nicht vor und wurden daher nicht verwendet. Inwieweit die verwendeten generischen Daten auf Übertragbarkeit geprüft wurden, kann nicht abschließend bewertet werden.

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

5 Literaturverzeichnis

- Balfanz 1973 H. – P. Balfanz:
Ausfallratensammlung, IRS-W-8, Dezember 1973
- BfS 2005 Bundesamt für Strahlenschutz:
Methoden zur probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke, 2005
- DBE 1994a DBE mbH. Autoren: Engelmann, H.J.; Filbert, W.:
Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB) 02E8221, Simulation des Schachttransports, Versuche zur Behebung von Betriebsstörungen (TA 6), DEAB T45, März 1994
- DBE 1994b DBE mbH. Autoren: Engelmann, H.J.; Filbert, W.:
Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB) 02E8221, Probabilistische Sicherheitsanalyse einer Schachtförderanlage bis 85 t Nutzlast (TA 11), DEAB T50, März 1994
- DIN 18 230 DIN 18 230
Baulicher Brandschutz im Industriebau, November 1982
- 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
- DUKE 1985 A. J. Duke.:
Reliability Techniques used in the Assessment of Cranes, NSCR/GR/64, March 1985
- GRS 1980 Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:
Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 4, Einwirkungen von außen, 1980
- GRS 1985 Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:
Optimierung von Brandschutzmaßnahmen und Qualitätskontrollen in Kernkraftwerken, GRS-63, September 1985

- GRS 2010 Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:
Weiterentwicklung und Erprobung von Methoden und Werkzeugen für probabilistische Sicherheitsanalysen, Abschlussbericht zum Vorhaben RS 1180, August 2010
- HOF 2003 E. Hofer et al.:
Fortschrittliche Methoden für eine Brand-PSA, GRS-1990, ISBN 3-931995-58-5, Köln, 2003
- IAEA 1998 International Atomic Energy Agency (IAEA):
Treatment of Internal Fires in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, Safety Reports Series No. 10, ISBN 92-0-103298-6, Wien, August 1998
- IAEA 1999 International Atomic Energy Agency (IAEA):
A framework for a quality assurance programme for PSA, IAEA-TECDOC-1101, Wien, August 1999
- ISO 9001 DIN EN ISO 9001 :
Qualitätsmanagementsysteme – Anforderungen, Dezember 2000
- KTA 1401 Kerntechnischer Ausschuss (KTA):
KTA-Regel 1401 Allgemeine Forderung an die Qualitätssicherung, Juni 1996
- 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 Erdbebensicherheit 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
- Leitfaden 2005 Sicherheitsprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse – 31. Januar 2005
- NUKEM 1985 System Reliability Services, Ausfalldaten für Bremsen und Ventile, Anfrage durch NUKEM, 11.06.1985
- OREDA 1984 OREDA – Offshore Reliability Data Handbook, published by OREDA Participants, ISBN 82 515 0087 7, 1984

- 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
- TUB 1981 A. Becker, L. Camarinopulos:
Programmbeschreibung RISA, Version 4.0., Institut für Kerntechnik,
Technische Universität Berlin, 1981
- TUB 1983 J. Weymann:
Empfehlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Fehlerbaumrechnungen
im Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung PSE, Interner
Arbeitsbericht, Technische Universität Berlin, 1983

6 Abkürzungsverzeichnis

ASTEC	Accident Source Term Evaluation Code
BMBF	Bundesministerium für Bildung und Forschung
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
DIN	Deutsches Institut für Normung
EVA	Einwirkungen von außen
EVI	Einwirkungen von innen
FB	Fehlerbaum
FuE	Forschung und Entwicklung
GRS	Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH
GVA	Gemeinsam Verursachte Ausfälle
IAEA	International Atomic Energy Agency
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
m	Meter
mSv	Millisievert
MTTR	Mean time to repair, mittlere Reparations bzw. Restorationszeit
PSA	Probabilistische Sicherheitsanalyse
PTE	Projekträgers Entsorgung
PW	Plateauwagen
SELDA	Strain Energy Linear Ductile Arrestor
SPSA	Seismische probabilistische Sicherheitsanalyse
Std.	Stunde
t	Tonne
USA	Vereinigte Staaten von Amerika
%	Prozent
μ	1/MTTR
/a	Pro Jahr
/m ²	Pro Quadratmeter
/m ² a	Pro Quadratmeter und Jahr

7 Abbildungsverzeichnis

Abbildung 2-1:	Verwendetes Ereignisbaumanalysekonzept im Rahmen der PSA der Sicherheitsanalysen der Kernkraftwerke	8
Abbildung 2-2:	Fehlerbaumanalysekonzept im Rahmen der PSA der beiden Sicherheitsanalysen der Kernkraftwerke	10
Abbildung 3-1:	Anordnung der Komponenten und Position des Plateauwagens im Bereich der übertägigen Schachtbeschickungsanlage.	18
Abbildung 3-2:	Höhenschema und Schaltpunkte der Schachtförderanlage mit einer Einlagerungssohle in 870 m Teufe.	19
Abbildung 3-3:	Anordnung der Komponenten und Positionen des Plateauwagens im Bereich des Füllortes der Einlagerungssohle.	20
Abbildung 3-4:	Hierarchisches Schema des Gesamtfehlerbaums E	25
Abbildung 3-5:	Teil des Fehlerbaums FB P	26
Abbildung 3-6:	Teil des Fehlerbaums FB E-A	26
Abbildung 3-7:	Teil des Fehlerbaums FB E-AB	27
Abbildung 3-8:	Teil des Fehlerbaums FB E-L	28
Abbildung 3-9:	Teil des Fehlerbaums FB E-M	29
Abbildung 3-10:	Teil des Fehlerbaums FB E-R	29
Abbildung 3-11:	Teil des Fehlerbaums FB E-S	30
Abbildung 3-12:	Teil des Fehlerbaums FB E-W	31
Abbildung 3-13:	Teil der Fehlerbäume FB E-HO und FB E-HU	31
Abbildung 3-14:	Teil des Fehlerbaums FB F	32
Abbildung 3-15:	Teil des Fehlerbaums FB X	33
Abbildung 3-16:	Teil des Fehlerbaums FB Z	34
Abbildung 3-17:	Teil des Fehlerbaums FB FA	35

8 Tabellenverzeichnis

Tabelle 3-1:	Einteilung von Komponenten in Ausfallklassen und Quellenangaben	37
Tabelle 3-2:	Ergebnisse der quantitativen Auswertung für den FB E und die Unterfehlerbäume	39
Tabelle 3-3:	Ergebnisse der quantitativen Auswertung der Fehlerbäume mit zur Freisetzung von radioaktivem Material führenden Szenarien	40