

**Bereitstellung und
Weiterentwicklung von
Methoden, Daten
und Rechenmethoden
zu nuklearen
Sicherheitsanalysen**

2020 – 2022

Bereitstellung und Weiterentwicklung von Methoden, Daten und Rechenmethoden zu nuklearen Sicherheitsanalysen

2020 – 2022

Abschlussbericht

Fabian Sommer
Matthias Behler
Thomas Eisenstecken
Volker Hannstein
Peter Kaufholz
Robert Kilger
Alexander Kolbasseff
Jonathan Sappl

August 2022

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4719E03320 durchgeführt.

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

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

Deskriptoren

Accident tolerant fuels, Aktinoidenverbrennung, aktuelle Rechenverfahren, chemotoxische Gefahren, Handbuch zur Kritikalität, Handbuch zur Störfallanalyse, Kritikalitätssicherheit, Partitionierung, Periodische Sicherheitsüberprüfung PSÜ, Störfallanalysen, Transmutation, Validierung

Kurzfassung

Der vorliegende Bericht beschreibt die im Rahmen des Vorhabens 4719E03320 durchgeführten Arbeiten an dem GRS „Handbuch zu Störfallanalysen für Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung“, sowie die fortgeführten Arbeiten zur Revision und Aktualisierung des GRS „Handbuch zur Kritikalität“, die sich hier auf Spaltstoffsysteme neuer Reaktorkonzepte aus Uran und Plutonium fokussierten. Beschrieben wird auch die Überprüfung und Qualifikation eingesetzter Rechenverfahren, die aktive Teilnahme an einem OECD-NEA Benchmark sowie die Zusammenfassung der Ergebnisse der Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Rechenverfahren zu Kritikalitätssicherheitsanalysen. Die in früheren Vorhaben begonnene Literaturrecherche zu innovativen Brennstoffkonzepten wurde fortgeführt. Der Fokus lag zum einen auf Partitionierungs- und Konversionsverfahren, zum anderen auf der Herstellung von Accident tolerant fuels und den chemotoxischen Gefahren von nuklearen Brennstoffen.

Abstract

This report describes the activities carried out under the project 4719E03320 on the GRS "Handbook on Accident Analysis for Nuclear Front and Back End Facilities", and the continuing work on the revision and updating of the GRS "Handbook on Criticality". Here the focus lies on fissile systems of recent developed reactor concepts including Uranium and Plutonium. Also described are the review and qualification of computational methods, the active participation in an OECD-NEA benchmark as well as a summary of the results of tracking the state of science and technology in the field of computational methods for criticality safety analysis. The ongoing literature review on innovative fuel concepts is continued, which started in previous projects. The focus was put on one side on methods of partitioning and conversion of nuclear material, on the other side on the production of accident tolerant fuels and the chemotoxic potential of nuclear fuel.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract.....	II
1	Handbuch zur Störfallanalyse – Übersicht	1
2	Handbuch zur Störfallanalyse – Teil-A: Periodische Sicherheitsüberprüfung für Anlagen der Nuklearen Versorgung	3
2.1	Einleitung.....	3
2.2	Abgrenzung der resultierenden wissenschaftlichen-technischen Anforderungen auf Basis von § 19a (3) und (4) § 7 AtG.....	5
2.3	Überprüfung der sinngemäßen Übertragbarkeit der BMUV-Leitlinien zur PSÜ für Kernkraftwerke und für Zwischenlager auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung	13
2.3.1	Aufbau und Ablauf einer PSÜ	13
2.3.2	Schutzziele für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, Zwischenlager und KKW	18
2.3.3	Relevante Gemeinsamkeiten und Unterschiede zwischen Kernkraftwerken, Zwischenlagern und Anlagen der Kernbrennstoffversorgung	21
2.3.4	PSÜ Zwischenlager, Übertragbarkeit der Leitlinien auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung	23
2.3.5	PSÜ KKW, Übertragbarkeit der Leitlinien auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung	25
2.4	Ausbau der bestehenden Methodik zur Bewertung und Analyse von Ereignissen im Hinblick auf die Anforderungen des AtG	29
2.5	Spezifizierung erster Ansätze zur Problemlösung und Überprüfung auf Eignung zur Anwendung auf Einrichtungen zur Kernbrennstoffversorgung	33
2.6	Zusammenfassung	38
3	Handbuch zur Störfallanalyse – Teil D	39
3.1	Einleitung.....	39

3.2	Definition des Störfallszenarios.....	41
3.3	Beschreibung der fiktiven Schleifmaschine.....	42
3.3.1	Aufstellungsort.....	42
3.3.2	Maschinenart und Aufbau.....	43
3.3.3	Aufbau und Ausführung der Einhausung.....	47
3.3.4	Zusätzliche Einbauten.....	48
3.3.5	Ergänzende Modellannahmen.....	48
3.4	Schadensszenario.....	48
3.4.1	Überblick über den Ablauf des Schadensszenarios bezogen auf den schematischen Aufbau der Schleifmaschine.....	48
3.4.2	Schadensauslöser.....	49
3.4.3	Ansprechen der Sicherheitseinrichtungen.....	50
3.4.4	Der Schleifetrieb im Schadensszenario.....	51
3.4.5	Zusammenfassung des Schadensszenarios.....	52
3.5	Analyseszenarien.....	52
3.5.1	Ausgangspunkt, internationale sowie nationale Einstufung des konstruierten Ereignisses.....	55
3.5.2	Kennwerte.....	58
3.5.3	What-If Analyse.....	59
3.5.4	Hazard and Operability Analyse.....	65
3.5.5	Deterministische Störfall- und Ereignisbaumanalyse (DSA und ETA).....	89
3.5.6	Fehlerbaum- (FTA) und probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA).....	94
3.5.7	Schlussfolgerungen zu der generischen Anlage.....	114
3.6	Zusammenfassung.....	115
4	Nukleare Sicherheit: Handbuch zur Kritikalität.....	117
4.1	Einleitung.....	117
4.2	Revision und Aktualisierung von kritischen Parameterkurven.....	118
4.2.1	Homogene Urandioxid-Thoriumdioxid Mischung.....	120
4.2.2	Plutonium-Oxalat.....	124
4.3	Validierung der neugerechneten Parameterkurven.....	129

4.3.1	Nachrechnung von kritischen Experimenten mit Urandioxid-Thoriumdioxid	129
4.3.2	Vergleich der Neurechnungen mit historischen Daten	137
4.4	Elektronische Version des Handbuchs zur Kritikalität	144
4.4.1	HDF5 Datenbank HBcritDB	145
4.4.2	Graphische Oberfläche HBcritGUI	150
5	Implementierung und Validierung moderner Rechenverfahren	161
5.1	Rechenbenchmark der OECD-NEA, WPNCs, SG 11: Intercomparison Exercise on Bias and Correlated Data, Comparison of Methods.....	161
5.1.1	Problembeschreibung	161
5.1.2	Mathematisches Modell	163
5.1.3	Benchmark-Spezifikationen und Ergebnisse.....	166
5.2	FISPACT-II	183
6	Innovative Kernbrennstoffkonzepte	187
6.1	Actinoidenverbrennung, Partionierung und Transmutation: Pyroprocessing	187
6.1.1	Motivation und Einordnung	187
6.1.2	Pyroprocessing	189
6.1.3	Nationale Programme	192
6.1.4	Internationale Projekte	204
6.1.5	Zusammenfassung und Einordnung	207
6.2	Herstellungsverfahren von Accident-Tolerant Fuel.....	207
6.2.1	Ausgangspunkt.....	208
6.2.2	Dotiertes UO ₂	209
6.2.3	Nitrid-Brennstoffe.....	213
6.2.4	Silizid-Brennstoffe.....	214
6.2.5	Carbid-Brennstoffe.....	215
6.2.6	Metallische Uran-Zirkonium-Brennstoffe	215
6.2.7	Zusammenfassung und Einordnung	216
6.3	Chemotoxische Gefahren im Brennstoffkreislauf	217
6.3.1	Schritte des Kernbrennstoffkreislauf	217

6.3.2	Chemische Gefahrstoffe im Brennstoffkreislauf	222
7	Verfolgung von internationalen Entwicklungen	233
7.1	Auswertung Konferenzbeiträge Physor 2019	233
7.2	Webinar on Accident Tolerant Fuels and Their Impact on Spent Fuel Management.....	238
7.2.1	Zusammenfassung der Vorträge.....	239
7.2.2	Bewertung	240
8	Zusammenfassung	243
	Abbildungsverzeichnis.....	244
	Tabellenverzeichnis.....	247
	Literaturverzeichnis.....	249

1 Handbuch zur Störfallanalyse – Übersicht

Im Zuge dieses Forschungsvorhabens wurde das „Handbuch zur Störfallanalyse von nuklearen Ver- und Entsorgungseinrichtungen“ bearbeitet und erweitert. Das Handbuch wurde vornehmlich mit dem Ziel erstellt, den in Behörden oder Forschungseinrichtungen tätigen und mit Störfallanalysen befassten Personen Informationen an die Hand zu geben, die bei der Planung, der Erstellung, dem Betrieb und dem Rückbau von Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung eine zutreffende und rasche Beurteilung von Störfällen erlauben.

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

Die konkreten Arbeiten umfassen zum einen das Kapitel 3 „Methodik der Störfallanalyse“ aus Teil A „Grundlagen der Störfallanalyse“ des Handbuchs, das um ein zusätzliches Unterkapitel erweitert wurde. In diesem werden die Störfallanalysen auf periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜen) für Einrichtungen zur Kernbrennstoffversorgung im Sinne von § 19a (3) und (4) AtG erweitert, die bisher nicht Gegenstand der Betrachtungen waren. Der Stand der Arbeiten zum Ende dieses Forschungsvorhabens ist in Kapitel 1 wiedergegeben.

Zum anderen wurden die Arbeiten am Hauptkapitel „Teil D - Exemplarische Anwendung der Störfallanalyse auf Einrichtungen der nuklearen Ver- und Entsorgung“ des Handbuchs weitergeführt und verfeinert. In diesem Kapitel werden die verschiedenen Aspekte der Störfallanalyse exemplarisch auf einen Teilprozesses der Brennelementfertigung angewendet. Der Stand der Arbeiten zum Ende dieses Forschungsvorhabens ist in Kapitel 1 wiedergegeben.

2 Handbuch zur Störfallanalyse – Teil-A: Periodische Sicherheitsüberprüfung für Anlagen der Nuklearen Versorgung

2.1 Einleitung

In Folge der Umsetzung der EU-Richtlinie 2009/71/EURATOM /REU 09/ erfolgte eine Anpassung des Atomgesetzes (AtG) /BUN 21/ u. a. in Form einer Erweiterung um das Thema der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜen) für kerntechnische Einrichtungen. Für die Umsetzung von solchen PSÜen, die für alle Arten von kerntechnischen Anlagen durchzuführen sind, sind die §§ 7 sowie 19a AtG von entsprechender Relevanz.

Hier werden die Störfallanalysen auf periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜen) für Einrichtungen zur Kernbrennstoffversorgung im Sinne von § 19a (3) und (4) AtG erweitert, die bisher thematisch nicht Gegenstand der gemachten Betrachtungen waren.

Dieser Berichtsteil bezieht sich in seinen Schlussfolgerungen ausschließlich auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung und hier auf die beiden derzeit in Deutschland betriebenen Typen.

In Kapitel 2.2 werden zunächst die relevanten Teile der Paragraphen 19a und 7 AtG hinsichtlich der für eine wissenschaftlich-technische Betrachtung relevanten Aussagen hervorgehoben. Dies wird im Folgenden in Relation mit dem vorgeschriebenen kontinuierlichen Verbesserungsprozess, der kontinuierlichen Aufsicht und den dadurch in einer PSÜ darzustellenden Inhalten verknüpft. In Kapitel 2.3 erfolgt eine Diskussion zur Frage der Übertragbarkeit der BMU-Leitlinien für PSÜen bei KKW's und Zwischenlagern, basierend auf Punkten wie Schutzziele, Gefährdungspotentiale, verfügbarer Datenpool etc.. Kapitel 2.4 zeigt, dass auch Ereignisse, die unterhalb der Meldeschwellen liegen, entsprechendes Potential für den kontinuierlichen Verbesserungsprozess der Anlage darstellen können und somit hohe Relevanz für den Ausbau der generischen Methodik besitzen. In Kapitel 2.5 werden anhand eines auf Kapitel 2.4 bezogenen generierten Beispiels erste, praktische Ansätze dazu dargestellt. Kapitel 2.6 beinhaltet eine kurze Zusammenfassung des Punktes 2.

Zur Historie

Mit der Einführung der Absätze § 19a (3) und (4) in das Atomgesetz (AtG) im Dezember 2010 sind die Betreiber sonstiger kerntechnischer Anlagen in Deutschland, wozu u. a. die Anlagen der nuklearen Versorgung gehören, verpflichtet „[...] alle zehn Jahre eine Überprüfung und Bewertung der nuklearen Sicherheit der jeweiligen Anlage durchzuführen und die nukleare Sicherheit der Anlage kontinuierlich zu verbessern“ (§ 19a (3) Satz 1 AtG). Dies impliziert die Durchführung einer periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durch den Betreiber. Diese PSÜ steht nicht in direktem Zusammenhang zu der nach § 7 AtG erteilten Betriebsgenehmigung, sondern dient der Darlegung des aktuellen Sicherheitsniveaus der Anlage und insbesondere dessen kontinuierlicher Verbesserung. § 19a (4) verlangt darüber hinaus sinngemäß zusätzliche Informationen zum Umgang mit (ggf. hypothetischen) auslegungsüberschreitenden Ereignissen. Dies zusammen macht weitergehende Überlegungen zur Störfallanalyse zu einem essentiellen Bestandteil der Bewertung des Sicherheitsniveaus. Die grundsätzliche Relevanz derartiger Überlegungen verschärfte sich nach den Ereignissen in Fukushima im Jahr 2011 deutlich.

Eine solche Bewertung der Sicherheit einer sonstigen kerntechnischen Anlage erfolgt nach allgemeinem Verständnis schutzzielorientiert, und soll keine sinngemäße Reproduktion der Genehmigungsvoraussetzungen insbesondere nach § 7 (2) Unterpunkt 2 (Fachkenntnisse) und 3 (Stand von Wissenschaft und Technik) AtG darstellen.

Der **Zweck der PSÜ** besteht in der **Identifikation und Umsetzung von sicherheitstechnischem Verbesserungspotential**. Dies stellt in Konsequenz besondere Herausforderungen an die Art, den Umfang und die Qualität der erforderlichen Nachweise, sowie die erforderlichen Bewertungsmaßstäbe. Für die Durchführung einer PSÜ stehen heute Leitfäden des BMU für Kernkraftwerke /BMU 97/ und für Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle und insbesondere bestrahlte Brennelemente /BMU 14/ zur Verfügung. Für Einrichtungen zur Kernbrennstoffversorgung liegen entsprechende Richtlinien und Hinweise zurzeit nicht vor. Eine sinngemäße Übertragung der existierenden Richtlinien unterliegt deutlichen Einschränkungen, auch im Hinblick auf das zu berücksichtigende Gefährdungspotential.

2.2 Abgrenzung der resultierenden wissenschaftlichen-technischen Anforderungen auf Basis von § 19a (3) und (4) § 7 AtG

Die Basis für die geforderte periodische Sicherheitsüberprüfung für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung bildet das Atomgesetz (AtG). Hierbei sind vor allem die entsprechend relevanten Teile der §§ 7 (2) sowie § 19a (3), (4) zu nennen, die nachfolgend aus dem Gesetz zitiert werden:

§ 7 Genehmigung von Anlagen

(2) Die Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn

- 1. keine Tatsachen vorliegen, aus denen sich Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Antragstellers und der für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen ergeben, und die für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen die hierfür erforderliche Fachkunde besitzen,*
- 2. gewährleistet ist, dass die bei dem Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen die notwendigen Kenntnisse über einen sicheren Betrieb der Anlage, die möglichen Gefahren und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen besitzen,*
- 3. die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist,*
- 4. die erforderliche Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen getroffen ist,*
- 5. der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist,*
- 6. überwiegende öffentliche Interessen, insbesondere im Hinblick auf die Umweltauswirkungen, der Wahl des Standorts der Anlage nicht entgegenstehen.*

Somit ist der Fokus von § 7 zunächst für die Genehmigung von Relevanz. Diese Randbedingungen gelten nicht nur für die Errichtung und die Inbetriebnahme, sondern für die gesamte Betriebsdauer bzw. Existenzdauer der Anlage. Ebenfalls sind die im Paragraphen genannten Anforderungen nicht als eine statische Momentaufnahme zu verstehen, sondern als ein sich kontinuierlich weiterentwickelndes Konstrukt. Dessen gezielte Umsetzung ist in Deutschland, wie auch in vielen anderen Ländern, durch das Prinzip der kontinuierlichen Aufsicht gewährleistet.

§ 19a Überprüfung, Bewertung und kontinuierliche Verbesserung kerntechnischer Anlagen

(4) Die Bewertungen nach Absatz 1 oder Absatz 3 umfassen auch die Überprüfung, dass Maßnahmen zur Verhütung von Unfällen und zur Abmilderung von Unfallfolgen getroffen sind, einschließlich der Überprüfung der physischen Barrieren sowie der administrativen Schutzvorkehrungen des Genehmigungsinhabers, die versagen müssen, bevor Leben, Gesundheit und Sachgüter durch die Wirkung ionisierender Strahlen geschädigt würden. Die zuständige Aufsichtsbehörde kann nähere Anordnungen zu dem Umfang der Überprüfung und Bewertung durch den Genehmigungsinhaber treffen.

§ 19a, ist als eine weitere Präzisierung der Anforderungen für eine kontinuierliche Erhöhung der Sicherheit, durch einen geschlossenen Handlungskreislauf, im Sinne von Überprüfen-Bewerten-Verbessern, zu sehen. Als Besonderheit ist hier der Ausdruck *Überprüfen* hervorzuheben. Im Rahmen der PSÜ ist die Überprüfung nicht nur als ein Nachweis einer aktuellen Genehmigung zu sehen, es ist auch die Aufgabe der kontinuierlichen Verbesserung mit darzustellen. Somit inkludiert der Ausdruck Überprüfen auch Aspekte, wie die Darstellung von vorhandenen Sicherheitsmargen an Prozessen und/oder Komponenten, die der Antrieb für weitere Verbesserung sind, aber auch generelle Umstände wie z. B., ob die gewählte technische Lösung innerhalb des Prozesses, zwar genehmigt aber unter Umständen durch neuere Lösungen wesentlich robuster gemacht werden könnten. Umgekehrt sind realisierte Neuerungen hinsichtlich der Erwartungen entsprechend zu hinterfragen. Insbesondere ist der letzte Punkt unter dem Stichwort sicherheitsrelevantes Veränderungsmanagement (Change-Management) subsumiert. Dazu inbegriffen sind alle Aktivitäten, die angedacht, aber final nicht umgesetzt wurden, und als Nachweis der gelebten Verbesserungsbemühungen, zu dokumentieren sind.

Somit kann festgehalten werden, dass § 7 dahingehend wirkt, dass dort konkret gelistete Anforderungen aufgezählt sind, die kontinuierlich zu gewährleisten sind.

§ 19a (3) benennt allgemein die als periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) geforderte Untersuchung, welche durch den Betreiber zu erstellen und zu bewerten ist. Im Rahmen der atomrechtlichen Aufsicht wird diese Darstellung und Bewertung von der Behörde, ggf. unter Hinzuziehung von Sachverständigen, geprüft.

§ 19a (4) konkretisiert den Umfang der zyklischen Tätigkeit dahingehend, dass auch Fragen der Unfallverhütung und der Abmilderung von Unfallfolgen mit betrachtet werden müssen.

Gemäß dem rechtlichen Rahmen unterliegt die staatliche Überwachung der nuklearen Sicherheit bei Nuklearanlagen wie dies auch bei Anlagen des Brennstoffkreises bzw. der Brennstoffversorgung sind, einem kontinuierlichen, fortlaufenden Prozess.

Im Detail sorgt die Aufsichtsbehörde zusammen mit den Betreibern und Sachverständigen dafür, dass der Betrieb der kerntechnischen Anlagen den höchstmöglichen Sicherheitsanforderungen gerecht wird. Diese Anforderungen sind explizit nicht statisch, sondern werden ständig angepasst und fortentwickelt, so dass hier, durch das geforderte Handeln der Beteiligten, von einem kontinuierlichen Prozess zu sprechen ist. Dabei ist darauf hinzuweisen, dass die Aufsicht die Einhaltung der relevanten Betriebsvorschriften, Anforderungen an wiederkehrenden Prüfungen sicherheitsrelevanter Anlagenteile sowie betriebsinterne Strahlenschutz- und die Umgebungsüberwachung, als kontinuierliche Aufgabe innehat. In einer PSÜ sind daher neben den zuvor erwähnten Betriebsvorschriften die Betriebserfahrungen bzw. deren Auswertungen mit ihren weit gestreuten Themenfeldern ebenfalls mitzubetrachten. Auch hier sind immer wieder Hinweise auf vorhandene Sicherheitsmargen oder andere, verbesserte Umsetzungsstrategien anzugeben. Ebenfalls sind bei der Betrachtung des Anlagenzustandes auch Veränderungen in den relevanten Regelwerken zu berücksichtigen bzw. zu überprüfen. Dies gilt insbesondere auch dann, wenn z. B. vorhandene Überprüfungsergebnisse auch den neuen oder angepassten Regelwerken standhalten. Des Weiteren werden sicherheitsrelevante Ereignisse aus in- und ausländischen Anlagen systematisch ausgewertet und ebenfalls in einen kontinuierlichen Optimierungsprozess für das sicherheitsgerichtete Management mit einbezogen.

Ein Urteil des Bundesverwaltungsgerichtes, welches allgemein als sog. *Wyhl-Entscheidung* /BVwG 85/ bezeichnet wird, zur Definition einer atomrechtlichen Anlage unterstützt bzw. erweitert die Aufsichtspflicht der Behörde dergestalt, dass darin ausgeführt wird, dass alle kernsicherheitstechnisch relevanten Anlagenteile, d. h. der Reaktor und alle mit ihm, in einem räumlichen und betrieblichen Zusammenhang stehenden Einrichtungen, insbesondere auch Nebenanlagen, die den gefahrlosen Betrieb erst ermöglichen, als zugehörig zu sehen sind. Ebenso wird miterfasst, dass dies auch für Einrichtungen zur Abwehr von Gefahren Dritter zu berücksichtigen ist. Da es um die Erreichung der

Schutzziele geht, ist dieses auf KKW bezogene Urteil nach Dafürhalten des Autors sinngemäß auf die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung übertragbar.

Die PSÜ ist somit zwar eine eigenständige Aktion, aber in ihrem erwarteten Ergebnis, tendenziell als eine zusammenfassende Stuserhebung der erfolgten Umsetzungen aus den bestehenden Anforderungen zu sehen. Hier soll auch eine transparente Darstellung von vorhanden Sicherheitsmargen und Verbesserungspotentialen enthalten sein. Somit ist es besonders hilfreich, dies als eine anlagenübergreifende Darstellung und Bewertung in einem eigenständigen Dokument bzw. Dokumentenreihe zu realisieren.

Neben dem prinzipiellen Aufbau ist jedoch auch die Frage des Tiefgangs einer solchen Stuserhebung zu diskutieren. Der Tiefgang einer solchen PSÜ hat sich grundsätzlich an dem Gefährdungspotential bzw. dem Nachweis der Schutzzielerreichung zu orientieren. Bei der Bewertung der PSÜ ist der gleiche Maßstab wie bei der kontinuierlichen Aufsicht anzuwenden. Diese Aussage wird besonders durch den in der Vorgabe gewählten und dabei einfach gehaltenen Ausdrucks „Überprüfung“ abgeleitet.

Die PSÜ ist ein Element des Sicherheitsmanagements des Betreibers. Ihre Überprüfung ist ein zusätzliches Instrument neben der laufenden Aufsichtstätigkeit der Behörden. Besonders sei hier nochmals darauf hingewiesen, dass die Vorlage einer Folge-PSÜ nach zehn Jahren nicht bedeutet, dass dann erst zu diesem Zeitpunkt Akten gesichtet und Aktivitäten gestartet werden sollen. Vielmehr sind die einzelnen Unterlagen/Dokumente zu Ereignissen, Verbesserungen aber auch speziell zur Spiegelung des aktuellen Zustands bei Änderungen von Vorgaben oder technischen Weiterentwicklungen kontinuierlich über der Zeit zu pflegen. Somit ist im Idealfall die Generierung einer PSÜ eigentlich nur der Aufwand, die Unterlagen zusammenzuführen und neben den unter Umständen nur lokal betrachteten Aktivitäten den Gesamtzustand der Anlage zu bewerten. Somit ist es gerechtfertigt, die zu dem Wesen einer PSÜ (zwar im Kontext zu KKW) gemachten, aber so allgemeinen, gehaltene Formulierung, auch für Anlagen der Brennstoffversorgung anzuwenden.

In der Konsequenz ist somit der Fokus auf eine Betrachtung des Sicherheitsstatus der Anlage unter Berücksichtigung, auf die während der Betriebszeit eintretenden Veränderungen durchzuführen, aber auch den Fragen von bestehenden Sicherheitsmargen und möglichen Verbesserungspotentialen Raum zu geben. Gerade diese Punkte erleichtern nachgängig eine zielführende Bewertung durch Gutachter/Aufsicht.

Der somit im Weiteren zu interpretierende Ausdruck ist *während der Betriebszeit eintretende Veränderungen*. Alle in dem hier diskutierten Rahmen gemachte baulichen oder administrativen Veränderungen der Anlage bedürfen, je nach ihrer Art und Ausführung, der aufsichtlichen Genehmigung. Hier ist der Ersteller einer solchen Sicherheitsüberprüfung aufgefordert, mit dem dann eingetretenen zeitlichen Abstand zur Umsetzung der Veränderung und den gewonnenen Betriebserfahrungen, dies basierend auf seinem aktuellen Wissensstand bzw. aus seinem aktuellen Blickwinkel, darzustellen und die Umsetzung bzw. deren Bewährung nachgängig zu bewerten.

Als ein weiterer Punkt sind spezielle Fragen des Alterungsmanagement zu nennen. Dies benötigt in voranschreitendem Alter der Anlagen eine zunehmend breitere Betrachtungsweise. Exemplarisch sei hier nur auf Themen, angefangen von Fragen der mechanischen Dauerfestigkeit bis hin zu physikalisch/chemischen Korrosionsbeständigkeiten von Komponenten, hingewiesen, die sich seitens der Technik/Wissenschaft kontinuierlich weiterentwickeln.

Somit sollen diese, bezogen auf den aktuellen integralen Anlagenzustand im Kontext des Betriebes der Gesamtanlage u. U. bei Einzelbetrachtungen nicht in allen Konsequenzen durchdeklinierten Fragen bzw. Fragen nach deren Einbettung in die Gesamtanlage durch die in § 19a (3) geforderten PSÜ, besonderen Raum erhalten.

Des Weiteren wird in § 19a (4) AtG ausgeführt, dass *auch Maßnahmen zur Verhütung von Unfällen und zur Abmilderung von Unfallfolgen sowie die Überprüfung der physischen Barrieren sowie der administrativen Schutzvorkehrungen des Genehmigungsinhabers, die versagen müssen, bevor Leben, Gesundheit und Sachgüter durch die Wirkung ionisierender Strahlen geschädigt würden*, überprüft werden müssen. Eine aktuelle Betrachtung des § 19a (4) AtG stellt aus Sicht des Autors einen Kontext zu den Ereignissen in Fukushima 2011 her. Bedingt durch die von einem Naturereignis ausgelöste Flutwelle, wurde ein Prüfkonzept für einen Stresstest in Form einer umfassenden und transparenten Risiko- und Sicherheitsbewertung von der Entsorgungskommission (ESK) entwickelt /BMU 13/. Ziel der Kommission dabei war es, die Robustheit dieser Anlagen und Einrichtungen bei auslegungsüberschreitenden Anforderungen zu prüfen. In der Folge wurde diese langläufig auch als *Sicherheitsüberprüfung* bezeichneten Prüfungen durchgeführt. Bei den Vorgaben für den Stresstest wurde deutlich abgegrenzt, dass dies keine Reproduktion eines Genehmigungsverfahrens sein soll bzw. sollte.

Im Folgenden ist speziell die Formulierung *auslegungsüberschreitende Anforderungen* bei dem Stresstest in Relation zu den qualitativen Anforderungen im § 19a (4) AtG zu sehen.

Um dies zu verdeutlichen sei hier der typische Aufbau, der von der Entsorgungskommission entwickelte und für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung angewandte *Stresstest* dargestellt.

Dieser beginnt mit einer

- Anlagenbeschreibung sowie dem
- Anlagenkonzept mit seinen Schutzzielen,

gefolgt von den Themen

- Erdbeben
- Hochwasser
- Starkregen
- sonstige wetterbedingte Einflüsse
- Ausfall der elektrischen Energieversorgung
- anlageninterner Brand
- Brände außerhalb der Anlage
- Flugzeugabsturz
- Explosionsdruckwelle.

Die dabei zu treffende Bewertung des einzelnen Themas wurde in Form einer Qualitätsbeurteilung der Anlage mit selektiven Stresslevels bewertet.

Die von der ESK bewusst gewählte, nicht nur binäre Bewertung (*erfüllt/erfüllt nicht*), sondern in Form von abgestuften Qualitätsbeurteilungen entspricht den oben genannten Ausführungen bzw. der Interpretation, dass bei einer PSÜ an den relevanten Stellen, entsprechende Sicherheitsmargen zu benennen sind.

Dieser Stresstest, als Maßnahme einer gesonderten und schutzzielorientierten Statuserhebung, enthält somit auch die Elemente der aus dem AtG geforderten periodischen Sicherheitsüberprüfungen. In der unterlegten Intention ist dabei der Stresstest qualitativ über einer periodischen Sicherheitsüberprüfung einzuordnen und stellt damit in Hinsicht der qualitativen Sicherheitsanforderung die Obermenge der in einer periodischen Sicherheitsüberprüfung zu betrachtenden Szenarien dar.

Die aus dem einzelangeordneten Stresstest gewonnenen Erkenntnisse dienen letztendlich dem Betreiber und der Aufsicht dazu, das Sicherheitsniveau entsprechend anzupassen, womit der Kreis geschlossen wird bzw. die eigentliche Intention des Stresstestes abschließt. Anzumerken ist auch, dass im finalen Stresstest der Stand von Wissenschaft und Technik auf ein zumindest, um diesen Erkenntnisstand erweitertes Niveau gehoben wird und somit der Stresstest mit seinem Ergebnis, mit in die PSÜ aufzunehmen ist. Ein verdeutlichendes Beispiel ist, dass mit dem Stresstest ausdrücklich nicht die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens geprüften Auslegungsanforderungen bewertet werden. Stattdessen bewertet die ESK mit dieser Stellungnahme die Robustheit von Anlagen und Einrichtungen gegen Einwirkungen, die über die Auslegungsanforderungen im Genehmigungsverfahren hinausgehen. Da im Stresstest auch langandauernde Ausfälle betrachtet werden müssen, sind die üblichen geprüften Sicherheitsfunktionen nicht abdeckend. Die ESK führte deshalb auch den Begriff der „Vitalfunktionen“ (im Sinne von, alle zum – auch langfristigen – Erhalt der Sicherheit der Anlage wichtigen Funktionen) ein und führte basierend auf diesen Fokus, neue Prüfungen dazu durch.

Zusammenfassend ist festzuhalten, dass die Länder die kontinuierliche Aufsicht nach Grundsätzen, die eine kontinuierliche Verbesserung bzw. Weiterentwicklung des Sicherheitsniveaus der Anlagen bedingen, durchführen. Parallel dazu brachte der Stresstest einen gesonderten Erkenntnisgewinn, in Form von neuen bzw. erweiterten Anforderungen. Ab dem Zeitpunkt der Veröffentlichung sind diese erweiterten Anforderungen zu beachten. Bei einer periodischen Sicherheitsüberprüfung sind somit auf alle, seit der letzten PSÜ, kontinuierlich über der Zeit gewonnenen Erkenntnisse einzugehen bzw. darzulegen, besonders wenn diese auf anlagentechnisch- oder administrative Änderungen, sowie auf die aus den Änderungen resultierenden neuen Betriebserfahrungen der Anlage herrühren. Ebenso sind die kontinuierlich durchlaufenen Iterationsprozesse für angedachte wie umgesetzte Verbesserungen darzustellen. Auch die Sicherheitsmargen sind, selbst wenn die sicherheitstechnischen Betrachtungen nur auf deterministischer Basis vorliegen, in Anlehnung zu den qualitativen Bewertungen der ESK-Stresstests,

anzugeben. Diese neue Qualität der zu untersuchenden Anforderungen bzw. die erfolgte Umsetzung berührt parallel auch die Anforderungen des § 19a (4) und kann somit ein wertvoller Bestandteil einer PSÜ sein, der Berücksichtigung finden sollte.

Themen der Anlagensicherung sind ausdrücklich nicht Gegenstand dieses Berichtes.

2.3 Überprüfung der sinngemäßen Übertragbarkeit der BMUV-Leitlinien zur PSÜ für Kernkraftwerke und für Zwischenlager auf Anlagen der Kern-brennstoffversorgung

In den folgenden Kapiteln werden zur Vorbereitung der Frage einer Übertragbarkeit von Leitlinien zu den einzelnen PSÜen, zunächst vorgelagerte Themen, wie der typische Aufbau und Ablauf einer PSÜ, die Schutzziele für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, Zwischenlager und KKW sowie Gemeinsamkeiten und Unterschiede der drei Anlagenarten kurz erläutert.

2.3.1 Aufbau und Ablauf einer PSÜ

Hier soll zunächst der Aufbau und Ablauf einer PSÜ, für vorzugsweise deterministisch betrachtete Anlagen, wie z. B. die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, umrissen werden. Gemäß den regulatorischen Vorgaben aus dem AtG, sind Periodische Sicherheitsüberprüfungen auch für Anlagen des Typs *Kernbrennstoffversorgung* alle zehn Jahre durchzuführen. Dazu soll an dieser Stelle besonders auf die in Deutschland geltende Regelung der kontinuierlichen Aufsicht hingewiesen werden, die zusammen mit ihren Gutachtern die Einhaltung des Stands von W&T der Anlage kontinuierlich hinterfragt bzw. bei Änderungen von W&T entsprechende Reaktionen der Anlage einfordert. Die Zusammenstellung der PSÜ-Unterlagen ist somit mehr die Zusammenstellung von Unterlagen des täglichen Betriebes und zeigt somit schon aus sich selbst heraus die kritische Hinterfragung der Anlage, bzw. dann durchgeführte Verbesserungsmaßnahmen. Im Detail heißt das, dass basierend auf der Basis-Anlagenkonfiguration, Auswirkungen von Anlagenveränderungen und Modifikationen, Anlagenalterung aber auch die gesammelten Betriebserfahrungen bis hin zur Gefahrenabwehr bzw. Abmilderung von Unfallfolgen, den Gesamtzustand der Anlage umfassend sicherheitstechnisch zu dokumentieren und zu bewerten ist. Hinzu kommen die Themen Verbesserungspotentiale und Sicherheitsmargen. Dies erfolgt, wie zuvor ausgeführt, vor dem Hintergrund der Weiterentwicklung des Standes von W&T, des zugrunde liegenden Regelwerks, usw. Das resultierende Delta in dem Anlagenzustand, das sich seit der vorhergehend durchgeführten PSÜ ergibt, ist ausführlich und im Hinblick auf eine Verbesserung des Sicherheitszustands der Anlage insgesamt zu beschreiben und zu bewerten. Gerade das bei der PSÜ Änderungen nicht nur lokal, wie vielleicht bei der Implementierung erfolgt, sondern dann auch nochmals global auf den kompletten Anlagezustand betrachtet wird, soll die Sicherheit entsprechend gewährleisten, bzw. die Verbesserung dokumentieren. Wenn es sich um eine Bestandsanlage handelt, kommt der ersten PSÜ eine besondere

Bedeutung zu. Hier ist dann die Gesamthistorie, seit der Inbetriebsetzung in Gänze darzustellen. Gerade diese umfassende Darstellung bietet gute Voraussetzungen, basierend auf der Detailhistorie, weitere Optimierungsschritte zu beleuchten. Besonders bei Umstellungen, Veränderungen und Modifikationen im Bereich der Beyond-Design-Basis sind Veränderungen umfangreich und detailliert darzustellen.

Ungeachtet von spezifischen aufsichtlichen Vorgaben sind als mögliche Vorgehensweise prinzipiell zwei beschreibbare Wege möglich.

Diese sind, basierend auf den kerntechnischen Regelwerken, entweder die schutzzielorientierte Vorgehensweise, d. h. von den abgeleiteten schutzzielorientierten Anforderungen zur Störfallbeherrschung auf die dazu notwendigen Systeme und Anlagenteile und ihre notwendigen sicherheitstechnischen Funktionen hin zu prüfen oder in umgekehrter Weise basierend auf den vorhandenen Systemen und Anlagenteile die erforderlichen Sicherheitsfunktionen zur Störfallbeherrschung und somit die Schutzzieleerreichung nachzuweisen.

Des Weiteren ist nach § 19a (4) AtG nachzuweisen, dass Maßnahmen zur Verhütung von Unfällen und zur Abmilderung von Unfallfolgen getroffen wurden.

Sollten bei Anlagen der Kernbrennstoffversorgung darauf abgehoben werden, dass bei der betrachteten Anlage keine einschneidenden Maßnahmen des Katastrophenschutzes technisch gesehen notwendig werden können, ist es naheliegend, für eine geschlossene Darstellung einen entsprechenden Nachweis zu liefern.

Basierend auf den in Deutschland real existierenden Anlagen mit ihrer Vorgeschichte, sowie der kontinuierlichen Aufsicht über diese Anlagen, d. h., dass bereits umfangreiche Verbesserungen, Genehmigungen, Prüfungen und Nachweise über der Zeit sowie entsprechende Betriebserfahrungen existieren, besitzt daher der zweite Weg eine entschieden höhere Praktikabilität.

Bevor zu der Frage der Übertragbarkeit von bestehenden PSÜ Leitlinien von KKW's und ZL auf die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung eingegangen wird, sollen zuerst **ableitbare** und **mögliche** Anforderungen an eine PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen, basierend auf allgemeinen Forderungen dargestellt werden.

Ableitbare und mögliche Anforderungen an eine typische PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen

Der Ausgangspunkt einer PSÜ ist zunächst, die Schutzziele der Kernbrennstoffversorgungsanlage im Allgemeinen, sowie eventuell weitergehende Forderungen zu dokumentieren. Für eine geschlossene Darstellung sind diese Anforderungen, die für eine Anlage zunächst allgemein und übergeordnet darzustellen. In einem weiteren Schritt sind diese Punkte einer entsprechenden Konkretisierung und Detaillierung zu unterziehen und die geforderten Zielsetzungen detaillierter abzuleiten bzw. zu formulieren. Auch ist an geeigneter Stelle zur Frage, inwieweit Maßnahmen zur Verhütung von Unfällen und zur Abmilderung von Unfallfolgen getroffen wurden, besonders mit Bezug auf § 19a (4), Stellung zu nehmen. Diese Maßnahmen und vor allem deren sicherheitstechnische Umsetzungen sind in den dann folgenden Betrachtungen mit einzubeziehen. Sollten vom Betreiber Szenarien als nicht, bzw. extrem unwahrscheinlich eingeschätzt und in der Folge in den Betrachtungen exkludiert werden, sind für die Rechtfertigung dieser Annahmen entsprechende Nachweise zu generieren. Parallel dazu sind bei allen Darstellungen die relevanten Genehmigungs- oder Zustimmungsverfahren darzulegen bzw. zu referenzieren. Dies sei zunächst als allgemeine Anforderungen vorausgeschickt.

Einen großen Block bildet eine detaillierte Anlagenbeschreibung inklusive der spezifischen Anlagenkonfiguration und einer Beschreibung der sicherheitsrelevanten Systeme, die alle notwendigen Informationen darstellen. Hinsichtlich einer optimierten Darstellung ist des Weiteren eine nach Verarbeitungsschritten, Prozess- bzw. Arbeitseinheiten oder auch nach Schutzziele gegliederte Blockung vorzunehmen. Den darin enthaltenen sicherheitstechnischen Systemen, aber auch den zugehörigen Betriebsabläufen und Betriebsanweisungen und sonstigen Managementsystemen (z. B. Alterungsmanagement) ist, unter Würdigung der ihnen obliegenden Anforderungen und Funktionen, ein entsprechender und nachvollziehbarer Umfang zu widmen. Auch ist das Thema der Benennung von vorhandenen bzw. nur knappen Sicherheitsmargen so mit darzustellen, damit in der Bewertungsphase entsprechende Information zur Verfügung stehen. Besonders bei bereits auffälligen Prozessen oder Abläufen, aber auch bei geringen Sicherheitsmargen, sind entsprechende Verbesserungspotentiale aufzuzeigen bzw. zu begründen, warum Sicherheitsmargen aufgezehrt bzw. reduziert wurden.

Da die PSÜen alle 10 Jahre wiederholt werden, sind vor allem in dem aktuell zu betrachtenden Zeitintervall vorgenommene sicherheitstechnische Veränderungen an sich, aber auch die in ihrer übergeordneten Anlagenbedeutung und Auswirkung zu sehenden Sachverhalten strukturiert darzustellen. Somit ist bei einer Erst-PSÜ ein höherer Aufwand zu erwarten. Bei Folge-PSÜen kann, bei Einhaltung des bestehenden Aufbaus bzw. seiner Gliederung, auch mit dem Mitteln des Referenzierens bzw. der Deltabetrachtungen gearbeitet werden.

In einem weiteren großen Block einer PSÜ ist, referenziert zur Anlagenbeschreibung bzw. zu den vorhandenen Verarbeitungsschritt- bzw. Prozessblock-orientierten Beschreibungen eine Bewertung der sicherheitstechnischen Systeme vorzunehmen, wobei es einer Betrachtung und Bewertung jedes einzelnen Systems bedarf. Parallel sind auch die Arbeitsabläufe, Betriebs- und Wartungsanweisungen mit Blick auf das zunehmende Alter der Anlagen, das notwendige sowie das umgesetzte Alterungs- und Instandhaltungsmanagement zu betrachten und zu bewerten. Dazu gehört auch, dass vorhandene Sicherheitsmargen bzw. mögliche Verbesserungspotentiale aufgezeigt und bewertet werden. Auch die Beschreibung einer etwaigen Verbesserung der allgemeinen Sicherheitskultur in der Anlage kann hierzu beitragen.

Gemäß § 19a (3) sind die Ergebnisse der Überprüfung und Bewertung der Aufsichtsbehörde vorzulegen. Folglich hat der Betreiber im abschließenden Kapitel einer PSÜ eine Bewertung der Anlage bzw. des Anlagenzustandes vorzunehmen. Zur Durchführung einer wie auch immer gearteten Bewertung eines Sachverhaltes ist ein Bewertungsmaßstab erforderlich. Ohne Darlegung dieses Maßstabes, d. h. welche Anforderungen zu erfüllen sind, um die Schutzziele zu erreichen, ist eine Bewertung weder transparent noch nachvollziehbar. Auch sollte nach der angewendete Maßstab entsprechend dargelegt oder, so es konkrete Vorgaberegularien gibt, bzw. Akzeptanzkriterien einzuhalten sind diese, um ein geschlossenes Werk zu erhalten, benannt werden. Gerade in Bezug auf Änderungen im Regelwerk, z. B. dem Übergang von der Strahlenschutzverordnung zum Strahlenschutzgesetz oder einer Aktualisierung von KTA-Regeln oder DIN-Normen, die einem zeitlichen Wandel unterliegen können, sind in der PSÜ die Konsequenzen sowie daraus resultierende Veränderungen hervorzuheben.

Bedingt durch das in Deutschland geltende Prinzip der *kontinuierlichen Aufsicht* sind hier in der Regel, d. h. abgesehen von konkreten Ereignissen, keine sprunghaften neuen Anforderungen zu erwarten, es geht vielmehr darum, eine geschlossene Darstellung der Gesamtanlage, ihrer Entwicklung und des aktuellen Sicherheitsstand inklusiver Sicherheitsmargen und Verbesserungspotentiale aufzubauen.

Sollten bereits bei der betreiberseitigen Bewertung des aktuellen Anlagenzustandes Defizite oder Mängel erkennbar sein, sind im Rahmen des Verbesserungsmanagements mögliche Abhilfestrategien in der PSÜ zu betrachten.

Die gesetzlich vorgeschriebene Wiederholffrequenz für PSÜen beträgt in Deutschland zehn Jahre. In der finalen Bewertung durch den Betreiber soll darauf abgehoben werden, ob es aus den dargelegten Sachverhalten (z. B. dem vorzeitigen Erreichen einer maximalen Lastzyklenzahl) Hinweise gibt, die für den Zeitraum der nächsten PSÜ ein kürzeres Zeitintervall für sinnvoll oder sogar notwendig erscheinen lassen.

Als ein Anhang zur PSÜ soll der Betreiber eine Auflistung von vergleichbaren Anlagen bzw. Anlagen mit vergleichbaren Anlagenteile als unterstützende Querinformation für die Begutachtung bzw. als weitere Information für Sachverständige beifügen. Dies dient speziell dazu, den Stand von Wissenschaft und Technik hervorzuheben.

Ein Ziel einer PSÜ im Sinne von § 19a (3) AtG ist die Darlegung der Verbesserung des Sicherheitsniveaus. Dazu gehört auch der Zustand der allgemeinen Sicherheitskultur. Als weiterer Punkt hinsichtlich der Weiterentwicklung der Sicherheitskultur bzw. der Sicherheitsüberprüfbarkeit ist bei der PSÜ die Frage der Anwendung der bei den KKW praktizierten Vorgehensweise der Betrachtung der Anlage mittels Probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA). Hier können zusätzliche Erkenntnisse wie Risikobedeutung, Unsicherheitsbewertung und eine Priorisierung von Sicherheitsmerkmalen bzw. deren Umsetzungsstrategien gewonnen werden. Die zuweilen durch den Unikatcharakter vieler Systeme bei Kernbrennstoffversorgungsanlagen nur sehr begrenzte Datenlage zu den einzelnen Systemzuverlässigkeiten stellt das größte Problem für den Einsatz einer PSA dar. Jedoch sind ebenfalls im Rahmen des Verbesserungsmanagements Überlegungen voranzutreiben, inwieweit mit zunehmender Betriebsdauer der Systeme eine Verwendung der bisherigen Daten zum Betriebsverhalten bzw. zu den Systemzuverlässigkeiten, zumindest von einzelnen hot-spots, als Eingabewerte benutzt werden könnten.

Bei einer Periodischen Sicherheitsüberprüfung steht die aktuelle Anlagenkonfiguration/-situation mit Fokus Betrieb und Störfallrobustheit im Vordergrund. Ungeachtet davon, sollte sich auch dem Thema einer betrieblichen Stilllegung (im Unterschied zu einem aktiven Rückbau) und den daraus ereignisbedingten zu ergreifenden Maßnahmen gewidmet werden. Dieser Teil kann bei der Erst-PSÜ informativ gehalten, sollte aber mit jeder weiteren PSÜ fortgeschrieben werden, um zu zeigen, dass sich der Betreiber auch mit diesem Thema, bzw. seiner daraus wachsenden Verantwortung, aktiv auseinandersetzt. Umgekehrt helfen diese Aussagen bei künftigen Weichenstellungen.

2.3.2 Schutzziele für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, Zwischenlänger und KKW

Da die Erreichung der Schutzziele höchste Priorität hat, sollen hier die Schutzziele der drei Anlagenarten Kernbrennstoffversorgung, Zwischenlänger und KKW, vor dem Hintergrund der Frage der Übertragbarkeit der PSÜ-Leitlinien von Zwischenlängern /ESK 21/ und KKW /BMUV 98a/ /BMUV 05a/, kurz dargestellt und betrachtet werden. Über die reinen Schutzziele hinaus, die z. B. auf dem aktiven Inventar beruhen, wird auch auf die Frage des Gefährdungspotentials abgehoben.

Bedingt durch die zwei in Deutschland befindlichen und unterschiedlichen Anlagentypen angehörenden Anlagen der Kernbrennstoffversorgung, werden hier die bereits aus den Schutzzielen abgeleiteten **grundlegenden Schutzziele** aufgeführt.

Grundlegende Schutzziele für Anlagen der Urananreicherung nach dem Gasultrazentrifugenprinzip /BMUV 05b/

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

- betriebs- und instandhaltungsgerechte Auslegung, um Kontamination zu vermeiden und jegliche Strahlenexposition von Personen gering zu halten;
- Einhaltung des Strahlenschutzes im Hinblick auf eine Stilllegung und Beseitigung der Anlage.

Grundlegende Schutzziele für Anlagen der Herstellung von Leichtwasserreaktorbrennelementen /BMUV 05a/

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

Die detaillierteren grundlegenden Schutzziele sind, trotz unterschiedlichen Aufbaus und Funktionen, für die hier relevanten beiden Anlagentypen der Brennstoffversorgung weitgehend identisch, d. h. im Folgenden müssen keine separate Betrachtungslinien, basierend auf den reinen grundlegenden Schutzzielvorgaben abgeleitet werden.

Als nächstes sollen dazu die Schutzziele von Kernkraftwerken /BMUV 98b/ und Zwischenlagern /ESK 21/ im Vergleich dazu dargestellt werden.

Zwischenlager, Schutzziele

- Vermeidung unnötiger, sowie Minimierung von Strahlenexposition

KKW, Schutzziele

- Kontrolle der Reaktivität,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschluss der radioaktiven Stoffe

Abgesehen von dem entsprechenden verschobenen Fokus, sind die Kühlung der Brennelemente bei den KKW und einer sicheren Abfuhr der Nachzerfallswärme bei ZLs und die Schutzziele an sich, aller drei Anlagenarten (KKW, Brennstoffkreislauf, Zwischenlager) vergleichbar.

Anzumerken ist jedoch, dass die hinter den Schutzzielen stehenden Gefährdungspotentiale, unterschiedliche Dimensionen besitzen. So ist bei einem KKW, in der Größenordnung von KKI2, von einem noch, in welcher Form auch immer zu handtierenden bzw. zu konditionierenden Gesamtinventar von ca. 10^{19} Becquerel /PRE 21/ auszugehen. Besonders bei in Betrieb befindlichen KKWs sind, im Vergleich zu den Zwischenlagern, noch viele kurzlebige Spaltprodukte vorhanden. Diese besitzen bei entsprechenden Unfallverläufen ein hohes Gefährdungspotential. Dies stellt auch einen großen Unterschied zu dem bereits in Transport- und Lagerbehältern gelagerten Inventar bei den Zwischenlagern dar, das bereits einen zeitlichen Abklingvorgang hinter sich hat. Die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung besitzen die Risikomerkmale des offenen Umgangs mit Uranhexafluorid sowie Urandioxid. Das bei der Kernbrennstoffversorgung in der Regel verarbeitete nicht aktivierte Urandioxid besitzt hingegen im Vergleich zu aktiviertem Material eine nur geringe Strahlungsintensität. Beim Umgang mit Uranhexafluorid herrscht ein höheres Gefahrenpotential, bedingt durch seine hohe Toxizität sowie seinem Aggregatsverhalten, da es bei einem Umgebungsdruck bei ca. 56 °C in Kombination mit exothermen Vorgängen wie z. B. Bränden sublimiert und sich somit luftgetragen weiterverbreiten kann. Bei der Handhabung besonders von offenem Kernbrennstoff sind weiterhin verstärkt Aspekte der Kritikalitätssicherheit zu beachten.

Das Zwischenlager als reine Verwahrstelle der Transport- und Lagerbehälter ohne aktive Handhabung von offenem Kernbrennstoff besitzt in diesem Zusammenhang trotz hohem Aktivitätsinventar das vergleichsweise kleinste Risiko. Die Kernkraftwerke haben, bezogen auf ihren Aufbau und ihren kritischen Betrieb, besonders aufgrund der druckführenden Komponenten sowie des hohen Aktivitätsinventars, das höchste Risiko. Die Anlagen

der Kernbrennstoffversorgung sind in dieser Spannweite weit unterhalb eines fiktiven Mittelwertes dieser beiden Anlagenarten anzusiedeln.

Risikobedingt, aber auch historisch, werden bei den KKW zwei unterschiedliche Methoden der Sicherheitsüberprüfung angewendet, d. h. für die PSÜ von KKW existieren zwei Leitfäden, für die deterministische (Sicherheitsstatusanalyse), sowie für die probabilistische Sicherheitsanalyse. Dadurch kann eine technisch umfassende schutzzielorientierte Überprüfung des Sicherheitsstatus der Anlage durchgeführt werden. Speziell durch den über weite Strecken vergleichbaren Aufbau der KKW können dort, für vergleichbare Komponenten oder Systeme, die für die Probabilistik benötigten statistischen Kenndaten zu den Systemen gewonnen und Ergebnisse dann quantitativ ermittelt und für weitere Bewertungen benutzt werden. Dass PSA für Anlagen der nuklearen Versorgung grundsätzlich machbar und zur Bewertung des Risikos einsetzbar sind, zeigen früher durchgeführte Untersuchungen /GRS 13/. Notwendige Voraussetzung für belastbare Aussagen auf Basis quantitativer Ergebnisse ist allerdings, dass ausreichend Informationen zum Anlagenbetrieb und zur Systemkonfiguration sowie möglichst aktuelle Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten vorliegen. Die dabei benötigte Qualität der Input-Daten der Zuverlässigkeiten stellt dabei einen stark limitierenden Faktor dar.

2.3.3 Relevante Gemeinsamkeiten und Unterschiede zwischen Kernkraftwerken, Zwischenlagern und Anlagen der Kernbrennstoffversorgung

Zunächst sollen hier die Gemeinsamkeiten und Unterschiede von Kernkraftwerken, Zwischenlagern und Anlagen der Kernbrennstoffversorgung aufgezeigt werden.

Kernkraftwerke beinhalten im Betrieb ein hohes Inventar an radioaktiven Stoffen, das im Reaktorkern stationär konzentriert ist. Das Kernbrennstoffinventar befindet sich im kritischen Zustand und entwickelt auch nach einem Abschalten eine hohe Wärmeleistung (Nachzerfallswärme). Ein großer Teil des Inventars an radioaktiven Stoffen entfällt auf kurzlebige radioaktive Spaltprodukte, die zum Teil gasförmig oder, bei einer Freisetzung, dampfgetragen vorliegen. Das Aktivitätsinventar ist im Wesentlichen in der festen Brennstoffmatrix, durch die Hüllrohre der Brennelemente und die Umschließung des Primärkreises eingeschlossen. Hier ist jedoch das Gefahrenpotential einer Kernschmelze mit den daraus möglichen Freisetzungen und den dann entstehenden Gefahren, zu berücksichtigen.

In Deutschland sind neben den drei zentralen Einrichtungen in Gorleben, Ahaus und Lubmin, 12 Zwischenlager an den Kernkraftwerksstandorten sowie weitere 11 Zwischenlager von Industrie und Forschungseinrichtungen vorhanden. Das dort vorhandene Aktivitätsinventar ist zwar hoch, speziell durch die *passive* Lagerung in zugelassenen Transportbehältern und bei Einhaltung der Randbedingungen zur Wärmeabfuhr ist jedoch hier von einem vergleichsweise geringen Risiko hinsichtlich einer Verletzung der Schutzziele auszugehen. Auch ist die, in den Zwischenlagern vorhandene betriebliche Dynamik und somit das Risiko von betrieblichen Fehlfunktionen sehr gering. Die Betrachtungen von Zwischenlagern erfolgen deterministisch.

Die beiden Anlagen der Kernbrennstoffversorgung in Deutschland verfügen jeweils über ein nur relativ geringes Aktivitätspotential. Beide in Deutschland vorhandenen Brennstoffversorgungsanlagen werden unterkritisch betrieben; wobei eines der Schutzziele gerade der Erhalt dieser Unterkritikalität ist. Diese Anlagen verwenden eine große Vielfalt an Technologien und Prozessen, von denen eine nicht unerhebliche Anzahl einzigartig sind. Dies bedingt eine mangelnde statistische Datenbasis und eine große Art und Vielfalt von Unfallbedingungen aus den unterlegten Prozessen. In den Anlagen existiert eine Vielfalt an vorhandenen, bzw. verarbeiteten radioaktiven und anderen chemischen Stoffen (z.B. diverse Betriebsstoffe), deren Aggregatzuständen gezielt gewandelt werden oder sich unfallbedingt ungewollt aktiv wandeln. Somit besteht ein Potenzial für eine Vielzahl von Ereignissen, die zu radiologischen und nicht-radiologischen Auswirkungen führen können. Durch durchgängige Produktions-Prozessketten können diese Stoffe auf Basis miteinander verbundener Verarbeitungseinheiten, aber auch durch vielfältige vorhandener manueller Transportmöglichkeiten, folglich in der gesamten Anlage verteilt sein. Durch ihre aktiven, offenen Handhabungen im Vergleich zu anderen kerntechnischen Anlagen besteht hier durch Kumulierungsmöglichkeiten, ein weitaus höheres Potenzial für Kritikalitätsunfälle. Die Anlagen unterliegen häufigen Änderungen der Produktions-Konfiguration (einschließlich Umrüstung und Prozessveränderungen) bzw. des Betriebszweckes für die benötigten Produktionschargen, aber auch unter Umständen für die Entwicklung neuer Produktionsabläufe. Der Betrieb in Kernbrennstoffversorgungsanlagen erfordert im Allgemeinen mehr Bedienereingriffe als der Betrieb in Kernreaktoren, was zu besonderen Handhabungsgefahren für das Personal aber auch ausgehend vom Personal, führen kann. Somit ist dem Thema human-failure eine erhöhte Aufmerksamkeit zu widmen. Verschiedene Formen und Arten von Sicherheitsbarrieren zwischen radioaktiven Inventaren und Bedienern können durch die flexibleren Anforderungen des Betriebes, anfälliger im Vergleich zu den meist starren Abläufen bei Reaktoren sein.

Die Kernbrennstoffanlagen wurden zum Teil vor mehreren Jahrzehnten entworfen und durch Nachrüstungen auf aktuelle Normen und Vorschriften bzw. Stand von Wissenschaft und Technik angepasst. Unter Umständen wurden durch fokussierte Betrachtungen, die Auswirkungen auf die Anlagengesamtheit nicht in allen Aspekten ausreichend betrachtet. Die Analysen bei Anlagen der Kernbrennstoffversorgung sind meist deterministisch.

2.3.4 PSÜ Zwischenlager, Übertragbarkeit der Leitlinien auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung

Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente erhalten in Deutschland in der Regel eine befristete Aufbewahrungsgenehmigung von derzeit 40 Jahren. Wenn gemischte Einlagerungsarten von radioaktiven Abfällen erfolgen, sind bei der Betrachtung solcher Lager mögliche Wechselwirkungen zu betrachten, d. h. bei den entsprechenden Lagerpositionspläne zu berücksichtigen. Diese Periodischen Sicherheitsüberprüfungen der Zwischenlager (PSÜ-ZL) erfolgen basierend auf den Empfehlungen der ESK /BMUV 14/ ausschließlich durch deterministische Betrachtungen, also in der bisherigen Praxis ähnlich zu denen der Anlagen zur Kernbrennstoffversorgung. Eine Überprüfung der Anlagensicherung ist dabei nicht Gegenstand der ESK-Leitlinie. Ebenfalls sei an dieser Stelle vermerkt, dass nicht zugängliche Behälterbereiche und Inventare nicht in die PSÜ-ZL fallen. Eine weitere Maßnahme, der ein besonderer Raum in den ESK-Leitlinien gegeben wurde, ist das Alterungsmanagement, zur kontinuierlichen Gewährleistung der erforderlichen Qualität von Systemen und Komponenten. Gerade diese dazu gemachten umfangreichen Ausführungen zum Alterungsmanagement, die eigentlich auch als ein Unterpunkt zum Anlagenbetrieb zu sehen sind, zeigen den von der ESK gesehenen Stellenwert der Frage zum Alterungsverhalten der Anlagen.

Die PSÜ beginnt mit der **Anlagenbeschreibung** inklusive Auslegungsmerkmale und des Sicherheitskonzeptes, sowie der Beschreibung (inkl. Nachweise) der sicherheitsrelevanten, eingetretenen Veränderungen des gesamten Überprüfungszeitraum der Anlage.

Darauf aufbauend erfolgt eine deterministische **Sicherheitsstatusanalyse** der aktuellen Anlagenkonfiguration.

Hierzu werden für einige Bereiche speziell abzuarbeitende Themenblöcke vorgegeben.

Zur Nachverfolgung des Anlagenzustandes ist eine Zusammenstellung aller durchgeführten bzw. eingetretenen sicherheitsrelevanten Änderungen darzustellen. Hinsichtlich dieses **Anlagenmanagements** ist eine Soll-Liste von vorgegebenen Themen abzuarbeiten. Die Themen sind allgemein, d. h. übertragbar auf andere Anlagenarten wie z. B. der Kernbrennstoffversorgung, gehalten.

Zur Überprüfung der betrieblichen Bewährung der sicherheitstechnischen Auslegung der Anlage sind für den zu bearbeitenden Zeitraum die sicherheitsrelevanten **Betriebserfahrungen** an der Sicherheitstechnik bzw. den Schutzziele zu spiegeln. Speziell sind auch Vorkommnisse in den vorhandenen, ggf. typgleichen Schwesteranlagen sowie sonstiger, vergleichbarer Anlagen weltweit mit einzubeziehen, um auf entsprechende Systematiken oder Parallelen schließen zu können.

Hinsichtlich der Auswertung von Betriebserfahrungen, ist eine Soll-Liste von vorgegebenen Themen abzuarbeiten. Die Themen sind allgemein, d. h. übertragbar gehalten.

Basierend auf dem in der Genehmigung zugrunde gelegten Störfallspektrum, sind **Störfallanalysen** gemäß einer vorgegebenen Liste abzuarbeiten. Die listenorientierte Vorgehensweise ist allgemein, d. h. übertragbar gehalten.

Als zunehmend wichtigeres Kapitel wird das Thema der Überprüfung der technischen Alterung bzw. des dazu gehörenden **Alterungsmanagements** mit seinen Maßnahmen und gewonnenen Erkenntnissen auszuführen. Neben den in der Genehmigung festgelegten Punkten, sind dynamisch neu identifizierte Themen mit aufzunehmen und zu bearbeiten. Besonderes Augenmerk ist auf nicht austauschbare Systeme und Komponenten (wiederum Stichwort Alterungsmanagement) zu richten. Die Themen sind allgemein, d. h. übertragbar gehalten.

Auch ist das interne Managementsystem mit Fokus **Sicherheitsmanagement**, einer internen Überprüfung zu unterziehen. Hinsichtlich der Überprüfung des Managementsystems, ist eine Soll-Liste von vorgegebenen Themen, abzuarbeiten. Die Themen sind allgemein, d. h. übertragbar gehalten.

Der wichtige Bereich der **Langzeitdokumentation und elektronische Datenverarbeitung** ist darauf zu prüfen, dass für den gesamten Zeitbereich alle vorliegenden Dokumente verfügbar, lesbar und nutzbar sind und dass die zugehörigen Mindestaufbewahrungsfristen eingehalten werden. Die Themen sind allgemein, d. h. übertragbar gehalten.

Die **PSÜ-ZL Ergebnisse** beinhaltet final die Bewertung des Sicherheitsstatus durch den Betreiber, basierend auf den von ihm durchgeführten Einzelanalysen. Hier werden von der ESK Hinweise, zu Fragestellungen und die Beurteilung durch die atomrechtliche Aufsichtsbehörde gegeben. Die Themen sind allgemein, d. h. übertragbar gehalten.

Die **Zusammenfassung** zeigt, dass die ESK-Leitlinien zur Durchführung der PSÜ-ZL vom Aufbau aber auch durch ihre weitgehenden generischen Formulierungen, die sich auf die Einhaltung der erforderlichen Schutzziele beziehen, über weite Strecken für eine direkte Übertragung auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung geeignet sind.

Einschränkend muss jedoch ergänzt werden, dass bedingt durch das Handling von verkehrszugelassenen Transportbehältern und einer nahezu statischen Positionierung selbiger, in den Zwischenlagern ein weitaus geringeres Risiko im Vergleich zu den dynamischen Abläufen, Umgang mit offenen toxischen Stoffen sowie risikoreichen Betriebsmitteln und Produktionsverfahren inklusive des dynamischen Materialflusses einer Kernbrennstoffversorgungsanlage vorhanden sind.

Somit bilden die ESK- Leitlinien PSÜ-ZL, basierend auf ihren weitgehenden generischen Anforderungen, eine gute Basis, aber dem Wesen der Kernbrennstoffversorgungsanlagen nicht umfänglich genügend Leitlinien für eine PSÜ.

2.3.5 PSÜ KKW, Übertragbarkeit der Leitlinien auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung

Bei den letzten drei noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke in Deutschland sollte die Berechtigung gemäß AtG zum Leistungsbetrieb am 31. Dezember 2022 erlöschen. Nach aktuellem Stand (d. h. per 11/2022) erfolgt jedoch eine gesetzliche Laufzeitverlängerung bis zum 15.04.2023. Im Rahmen der Aufsicht werden der Zustand der Kernkraftwerke und ihre Betriebsweise auf Übereinstimmung mit den Bestimmungen der Genehmigungsbescheide kontrolliert. Darüber hinaus erfolgt die Prüfung der Notwendigkeit der Umsetzung neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse aus Betriebserfahrungen, Sicherheitsanalysen sowie Wissenschaft und Technik. Gemäß AtG ist auch die Pflicht zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen festgelegt. Neben den Grundlagen zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung für Kernkraftwerke /BMUV 98b/ existieren hierzu für die Durchführung die beiden PSÜ-Leitfäden Deterministische Sicherheitsanalyse /BMUV 98a/ sowie der Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) /BMUV 05a/ für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland. Die PSA wird dabei

in Ergänzung der auf den deterministischen Grundlagen beruhenden Sicherheits-beurteilungen eingesetzt, um das Anlagenverhalten sicherheitstechnisch ganzheitlich darzustellen und das Sicherheitsniveau quantitativ bewerten zu können.

An dieser Stelle sei auch auf die in der KKW-Leitlinie definierten PSA-Analysetiefen Stufe 1 und 2 hingewiesen. Bei der untersten Stufe 1 werden Ereignisabläufe ermittelt und quantifiziert, die zur Gefährdung der Brennelementkühlung bzw. zur Gefährdung der Kernintegrität führen können. Gemäß RS-Handbuch /BMUV 98b/ ist die Zielsetzung innerhalb einer PSÜ mit einer PSA der Stufe 1+ erreicht. Diese Zwischenstufe 1+ wird mit einer Analyse Stufe 1 unter Einbeziehung der aktiven Funktionen des Sicherheitseinschlusses erreicht. Stufe 2 beinhaltet die Erweiterung der Ereignisabläufe mit Kernschmelzen bis zur Freisetzung radiologischer Stoffe in die Anlagenumgebung.

Somit ist schon hier erkennbar, dass der Basisfokus von Stufe 1 *Gefährdung der Brennelementkühlung*, keine direkte Übertragung, auf die in der Anlage der Kernbrennstoffversorgung zwar produzierten, aber nicht aktivierten Brennelemente sinnvoll zulässt.

Die PSÜ KKW beginnt mit der **Anlagenbeschreibung** inklusive Auslegungsmerkmale und des Sicherheitskonzeptes, sowie der Beschreibung der sicherheitsrelevanten, eingetretenen Veränderungen des gesamten Überprüfungszeitraums der Anlage, und der zugehörigen Nachweise. Das anlageninterne Notfallschutzkonzept ist dabei gesondert darzustellen.

Die deterministische Sicherheitsanalyse bei den KKW erstreckt sich auf alle Bereiche der baulichen, sonstigen technischen, personellen und administrativ – organisatorischen Maßnahmen der Anlagensicherheit.

Insgesamt sind vier Ebenen definiert: 1. Normalbetrieb, 2. Anormaler Betrieb, 3. Störfall und 4. Begrenzung der Strahlenexposition. Ebene eins und zwei sind darauf gerichtet, Störungen im Normalbetrieb vorzubeugen bzw. aufgetretene Störungen mit der Zielsetzung abzufangen, einen Anlagenstörfall zu verhindern. Hier soll mit der PSÜ neben der reinen Technik die Betriebsführung betrachtet werden, inwieweit sich die Technik aber auch speziell die Betriebsführung und sonstige administrative Maßnahmen bewährt haben.

In der 3. Ebene, dem Störfall, der im besonderen Fokus der PSÜ stehen soll, muss nachgewiesen werden, dass das vorgegebene Störfallspektrum wirksam und zuverlässig beherrscht werden kann.

Für die 4. Ebene, sehr selten oder hypothetisch anzunehmende auslegungsüberschreitende Anlagenzustände, sind die Abtragung vorgegebener Lasten und die Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand nachzuweisen.

Mit dem Thema Sicherung ist bei KKW der Status der Anlagensicherung darzustellen. Der Leitfaden zur Sicherheitsanalyse gibt dabei eine Gliederung in Form eines Inhaltsverzeichnis vor. Das 4. Kapitel *Teilbereiche und Vorgehensweise bei der Sicherheitsstatusanalyse* ist wie folgt aufgebaut.

Teilbereiche und Vorgehensweise bei der Sicherheitsstatusanalyse

1. Deterministische schutzzielorientierte Überprüfung der Sicherheitseinrichtungen
 - a. Darlegung des IST-Zustandes der Sicherheitseinrichtungen
 - b. Anlagen- und systemübergreifende Bereiche
 - c. Störfallanalyse und schutzzielorientierte Systemüberprüfung
2. Darlegung der Einrichtungen und Maßnahmen für spezielle, sehr seltene Ereignisse sowie des Notfallschutzkonzeptes.
3. Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrungen.

Das 5. Kapitel enthält die Ergebnisse der Sicherheitsstatusanalyse.

Unterstützt wird das Vorgehen durch vier Anhänge. Anhang A beinhaltet dabei die Musterliste der zu betrachtenden Störfälle, der speziellen, sehr seltenen Ereignisse und der auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände. Anhang B enthält die schutzzielorientierte Gliederung des kerntechnischen Regelwerks. Anhang C gibt einen Gliederungsvorschlag für Systembeschreibungen und Anhang D, die Themenbereiche zur Betriebsführung und Betriebserfahrungen.

Für die Betrachtung einer speziellen KKW-Einzelanlage sind die Vorgaben zu *Teilbereichen und Vorgehensweisen* heranzuziehen. Die besondere Stärke liegt in der Möglichkeit, bei gleichem oder zumindest ähnlichem Aufbau, andere Anlagen daran spiegeln zu können. Dieser Vorteil kommt bei den zwei unterschiedlichen Anlagentypen der Kernbrennstoffversorgung in Deutschland jedoch nicht bzw. nur kaum zum Tragen.

Ebenso ist die in Anlage A **definierte Musterliste der zu betrachtenden Störfälle und auslegungsüberschreitenden Anlagenzustände** bei KKW eine gute Hilfestellung. Die dort genannten Themen treffen aber für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung nicht zu.

Die Anlage B zur **Schutzzielorientierten Gliederung des kerntechnischen Regelwerkes** ist zwar losgelöst von technischen Einzellösungen, beinhaltet aber naturgemäß verknüpfte Themen wie z. B. die Kühlung von Brennelementen, Leckagen und Risse der druckführenden Umschließung des Primärkreises etc., die ebenfalls ihrer Natur nach nicht auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung anwendbar sind. Somit ist hier nur auf eine zu selektierende Untermenge bei der Übertragbarkeit auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung zu fokussieren.

Anlage C mit ihrem **Gliederungsvorschlag für Systembeschreibungen** ist durch ihren knappen aber vor allen generischen Aufbau zu einer Übertragung auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung anwendbar.

Der Anhang D, **Themenbereiche der Darlegung der Betriebsführung und Auswertung der Betriebserfahrungen** liefert mit den Punkten Betriebsorganisation, Fachkunde, Instandhaltung, Strahlenschutz, Erfahrungsrückfluss, Notfallschutzplanung, einen interessanten, übertragbaren Ansatz. Lediglich der Punkt Anlagenbetrieb mit Unterpunkten wie z. B. zum Thema Reaktorschnellabschaltungen aus Leistungsbetrieb etc., ist nicht für eine direkte Übertragung geeignet. Hier müsste das entsprechende Kapitel neu aufgesetzt werden.

Beim Punkt der **Auswertung Betriebsführung und Betriebserfahrung** verhält es sich ähnlich. Die Punkte Ergebnisse der Wiederkehrenden Prüfungen, Lastfälle und Ermüdungsanalysen und Auswertung meldepflichtiger Ereignisse, sind generisch gut übertragbar. Die dann folgenden Detaillierungen bzw. weiteren Präzisierungen wie Leckratenprüfung, Sicherheitsbehälter, etc. sind für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung nicht von Relevanz. Somit ist hier auch nur eine bedingte, integrale Übertragbarkeit gegeben.

Die **Zusammenfassung** zeigt, dass die RSK-Leitlinien zur Durchführung der PSÜ KKW bei dem hier fokussierten deterministischen Teil bedingt durch ihre Passgenauigkeit für KKW an einigen Stellen nicht oder nur sehr eingeschränkt auf Anlagen der Kernbrennstoffversorgung übertragbar sind. Noch stärker gilt dies für die probabilistische Sicherheitsanalyse, die bei den KKW durch andere Randbedingungen wie dem Vorhandensein von belastbaren Verfügbarkeits- bzw. Ausfalldatensätzen etc. geprägt wird.

2.4 **Ausbau der bestehenden Methodik zur Bewertung und Analyse von Ereignissen im Hinblick auf die Anforderungen des AtG**

Zunächst folgen einleitend Ausführungen zu den Ausdrücken *Ereignis* und *Bewertung* mit Fokus auf sicherheitstechnische Systeme.

Gemäß der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) müssen die Betreiber kerntechnischer Einrichtungen in der Bundesrepublik Deutschland meldepflichtige Ereignisse an die jeweils zuständigen Landesaufsichtsbehörden melden. Sinn und Zweck des behördlichen Meldeverfahrens ist es, den Sicherheitsstatus dieser Anlagen sicherzustellen und im Rahmen des behördlichen Aufsichtsverfahren ad-hoc auf Ereignisse reagieren zu können. Zusätzlich können durch die Auswertung der Meldungen, Schwachstellen erkannt und somit die Sicherheitskultur verbessern werden. Dies ist ein kontinuierlicher Prozess. Die dabei gewonnenen Erkenntnisse sowie abgeleitete Handlungen sind dabei entsprechend zu dokumentieren. Diese Dokumente bilden dann die Input-Basis für weitere Darstellungen und Bewertungen wie sie für eine PSÜ benötigt werden. Auch bilden diese Dokumente den Nachweis, dass der kontinuierliche Verbesserungsprozess real gelebt wird.

Allgemein ist somit zu **Ereignissen** auch hier der Verweis auf den in § 19a AtG geforderten kontinuierlich Verbesserungsprozess, der dann auch in der PSÜ darzustellen ist, zu sehen, welcher auch für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung gilt. Ergänzend dazu sei nochmals hervorgehoben, dass zwar die Durchführung und dedizierte Dokumentation einer PSÜ ein zeitlich diskreter Vorgang ist, die Bearbeitung und Dokumentation von Ereignissen, welche in die PSÜ einfließen, im Rahmen des Betriebes, z. B. des Verbesserungsprozessesmanagements, kontinuierlich abzuarbeiten bzw. anzulegen sind.

Damit ein Ereignis meldepflichtig ist, muss es die für die Thematik Anlagen der Kernbrennstoffversorgung zuständige Anlage 2 der Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) erfüllen.

Bei der Einstufung für meldepflichtige Ereignisse an sich, sind die sicherheitstechnische Bedeutung sowie die Dringlichkeit maßgebend. Daher noch kurz ein Hinweis zu den vier vorhandenen Kategorien.

In die Kategorie S einzustufen sind Ereignisse, die der Aufsichtsbehörde unverzüglich gemeldet werden müssen, damit sie gegebenenfalls schnell Maßnahmen veranlassen kann, d. h. bei einem Störfall oder bei akuten sicherheitstechnischen Mängeln.

Als Kategorie E einzustufen sind Ereignisse, die der Aufsichtsbehörde binnen 24 Stunden gemeldet werden müssen, damit sie gegebenenfalls zeitnah Maßnahmen veranlassen kann. In die Kategorie N sind Ereignisse einzustufen, die der Aufsichtsbehörde innerhalb von fünf Werktagen gemeldet werden müssen, ohne dass kurzfristige Maßnahmen der Aufsichtsbehörde notwendig werden. Als Kategorie V werden Ereignisse eingestuft, die vor Inbetriebnahme der Anlage auftreten aber über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf die folgend mögliche Betriebsaufnahme der Anlage informiert werden muss.

Zusätzlich hat der Betreiber die Ereignisse nach der internationalen Bewertungsskala INES der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) einzustufen.

Ereignisse, die die oben genannten Kriterien nicht erfüllen, liegen unterhalb der Meldeschwelle und werden nicht der Aufsicht gemeldet. Sie stellen aber für die betriebliche Seite ein hohes Potential an Informationen für sicherheitstechnisches Verbesserungspotential (Stichwort Precursor) und somit eine wesentliche Informationsquelle für die PSÜ dar.

Somit bleibt folgendes festzuhalten: Anlagen der Kernbrennstoffversorgung wurden in der Vergangenheit primär deterministisch, d. h. nach einem Einzelfehlerkonzept, betrachtet. Treten Ereignisse beim Betrieb der Anlage auf, sind diese zu bewerten. Die Einstufung von Ereignissen als meldepflichtige Ereignisse zeigt, dass es gegenüber dem Soll-Zustand zu einer signifikanten Abweichung in Form eines ungewollten Prozessablauf kam. Somit ist ein meldepflichtiges Ereignis auch ein Hinweis, dass dieses Szenario in der vorgelagerten Prüfung/Bewertung nicht bzw. nicht ausreichend tief hinsichtlich

eines *Abfangs* betrachtete wurde. Entsprechendes gilt auch für zwischenzeitlich gewonnenen Erkenntnisse zum Systemverhalten. Spätestens nach Auftreten eines solchen Ereignisses sind im Rahmen des geforderten kontinuierlichen Verbesserungsmanagements Handlungen anzustoßen, die potentielle Verbesserungsmöglichkeiten aufzeigen, diese zu diskutieren und final eine begründete Entscheidung zu treffen und den Prozess zu dokumentieren. Auch ist, je nach Situation, die damalige deterministische Betrachtung entsprechend dergestalt zu ergänzen, um eine vollständige Betrachtung, erweitert um das aktuelle Geschehen, sicherzustellen. Dies gilt dabei nicht nur für die angesprochene Technik sondern auch für Personalhandlungen bei den entsprechenden Betriebszuständen und eingetretenen Ereignisabläufen Diese hier dargestellte Betrachtungsweise wird auch vom RSK-Ausschuss Reaktorbetrieb durch die Entwicklung ihres *Leitfadens für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen* gestützt /RSK 14/.

Abstrakt gesehen kann für jeden Prozessablauf im Sinne von administrativ oder der Betrieb von Komponenten, basierend auf den Betriebserfahrungen, Ergebnissen der Wiederkehrenden Prüfungen und auftretenden Ereignissen durch deren Auswertung eine Aussage (oder zumindest ein qualifiziertes Feed-back) hinsichtlich seiner Robustheit bzw. auftretenden Schwachstellen, in der von ihm eingesetzten Umgebung (hierunter ist der Hinweis zu verstehen, dass nicht nur der Prozess *stand-alone* betrachtet werden darf), bestimmt werden. Bedingt durch die Anzahl der Prozesse und Komponenten in einer Anlage, ist jedoch auch basierend auf der Signifikanz von aufgetretenen Ereignissen eine Selektion auf sicherheitstechnische Belange (bzw. Schutzziele) sowie sinnvolle Grenzen zu treffen. Wenn zuvor von einer Betrachtung bzw. Nacharbeit von Meldepflichtigen Ereignissen gesprochen wurde, ist dies nicht als eine absolute Untergrenze zu verstehen. Auch bei wiederholt auftretenden Ereignissen oder Ereignisse mit ähnlichem Charakter, sind Aussagen über eine potentielle generische Schwachstelle zu treffen, diese abzu prüfen und gemäß Verbesserungsmanagement abzuarbeiten und diese Betrachtungen mit in die PSÜ aufzunehmen. Die Nacharbeit von auftretenden Ereignissen ist dabei als ein wichtiges, jedoch nachgängiges Instrument der Sicherheitskultur innerhalb des geforderten kontinuierlichen Verbesserungsprozesses zu sehen. Die Auswertung von Wiederkehrenden Prüfungen sowie Handlungsfeed-backs dazu, kann abgestuft hierzu, als ein Instrument zur Bewertung der tagesaktuellen Sicherheitskultur gesehen werden.

Neben diesen nachgängigen sowie den *jetztzeitigen* Betrachtungen stellt sich die Frage nach einer **pro-aktiven Betrachtungsweise**.

Bei dieser pro-aktiven Betrachtungsweise sollen mögliche künftige Problemstellen aufgezeigt werden, was eine klassische Aufgabe der Probabilistik wäre, jedoch mit den bereits weiter oben erläuterten Randbedingungen nicht immer möglich ist. Somit stehen, unter Außerachtlassung der Probabilistik als Einzelinstrumente, die vorhandene Datelage an sich und die Vorgeschichte der genehmigten Anlage zur Verfügung. Für eine pro-aktive Betrachtung von deterministischen Analysen mit ihrer unterlagerten konservativen Strategie, ist dies als ein tendenziell schwieriges Feld anzusehen. Besonders sind hier, im Gegensatz zur Probabilistik mit ihren Wahrscheinlichkeitswerten, keine quantitativen, sondern nur qualitative, binäre Bewertungen formulierbar. Das dies jedoch kein absolutes Hindernis für eine abgestufte Bewertung und damit einen Übergang zur Formulierung von potentiellen Schwachstellen bzw. umgekehrt von möglichen Sicherheitsmargen darstellt, zeigt der ESK-Stresstest für die Anlagen der Kernbrennstoffversorgung. Hier wurden abgestufte Stresslevels definiert bzw. Zuordnungen zu abgestuften Stresstestlevel Bewertungen getroffen. Dies zeigt, dass auch bei deterministischen Betrachtungen, Bewertungen durchaus jenseits einer binären Einstufung, *erfüllt*, bzw. *erfüllt die Anforderungen nicht*, möglich sind, indem die Anforderungen abgestuft wurden (z. B. Lastfall Hochwasser mit um ein bzw. um zwei Meter höheren Wasserständen als gegenüber der Auslegung). Eine solche abgestufte Bewertung von Teilprozessen bei der Betrachtung von Störfallspektren ermöglicht dann auch einen ersten Schritt hinsichtlich des Aufzeigens von vorhandenen oder nicht vorhandenen Sicherheitsmargen in Teilprozessen. Die Herausforderung dabei ist, diese Aufspaltung möglichst feingliedrig gestalten zu können, um nicht in Dimensionen eines Erstgenehmigungsvorgangs zu stoßen, sondern möglichst feingliedrige selektive Punkte, eines technischen oder administrativen Vorgangs, zu haben. Idealerweise kann so auf Subprozesse detailliert werden, die als Basis für eine Ereignisauslösung wirken können. Somit wäre ein durchaus pro-aktiver und sicherheitsmargenbasierter kontinuierlicher Verbesserungsprozess aufbau- und fortschreibbar.

Als weiterer Punkt im Hinblick der Eruiierung von schutzzielorientierten Verbesserungspotentialen ist die Frage von einer selektiven Erweiterung, des bei den deterministischen Untersuchungen angewendete Einfachkriteriums zu hinterfragen. D. h., dass bei der Durchdecklinierung des Einfachfehlers dann um ein, gemäß ingenieurmäßiger Expertise sinnvolles ausgewähltes zweites Kriterium, die Betrachtung von Störfallereignissen

erweitert werden soll. Das dies nicht ein Novum ist, zeigt ebenfalls der ESK-Stresstest für Anlagen der Kernbrennstoffversorgung. Neben den Einzelthemen wurden auch Kombinationen betrachtet und bewertet. So wurde z. B. für eine Anlage der Gaszentrifugenanreicherung nicht nur die Auswirkungen eines Erdbebens, sondern auch die Auswirkungen eines Erbebens mit anschließendem Brand betrachtet. Ziel war es, zu prüfen bzw. zu dokumentieren, ob mit keinen größeren radiologischen Belastungen als bisher angenommen, zu rechnen ist. Auch wurden dieses Analyseergebnis wiederum zu den Analyseergebnissen eines Brandes in der Kombination mit einem Flugzeugabsturz gesetzt. Somit sind solche, zwar übergeordnete Verkettungen, gelebte Realität. Ein entsprechender, wesentlich feingliedrigerer Ansatz innerhalb eines Prozesses, stellt somit nur eine andere Anwendung dar.

2.5 Spezifizierung erster Ansätze zur Problemlösung und Überprüfung auf Eignung zur Anwendung auf Einrichtungen zur Kernbrennstoffversorgung

Nachfolgend wird im Rahmen eines konstruierten Beispiels exemplarisch der Befüllvorgang der Befüllstation eines innerbetrieblichen Transportbehälters mit Brennstoffpellets betrachtet, bei den Unregelmäßigkeiten in Form einer Überfüllung postuliert wird. Die Relevanz dieses Szenario ist eben die Überschreitung der vorgegebenen Schüttgutobermenge von Brennstoff u.a. auch vor dem Hintergrund der Kritikalitätssicherheit. Zentraler Steuerungspunkt ist dabei das Signal des Wiegeprozesses, das den Vorgang steuert. Dabei rutschte bereits in der Vergangenheit ein Pellet-Bruchstück in den mechanischen Bereich der Wiegetechnik. Bedingt durch die mechanischen Schwingungen beim Maschinenbetrieb, wanderte das Bruchstück weiter unter den Wiegetisch und blockierte an einer Ecke des Wiegetisches den freien Federweg. In der Folge kam es, durch die Verklemmung zu einer zu geringen/reduzierten Gewichtsanzeige, die die Überfüllung des Transportbehälters bedingte. In einer zugehörigen deterministischen Einzelfehlerbetrachtung wurde lediglich ein Ausfall/Fehlen des Messsignals unterstellt, nicht aber ein verfälschtes Messsignal betrachtet bzw. Vorkehrungen gegen ein verfälschtes Messsignal getroffen.

Somit liegt ein Doppelfehler vor, d. h. Vorhandensein eines Fremdkörpers in der Wiegetechnik und infolge des Hineinrollens des Fremdkörpers, ein unerwartetes Fehlsignal durch die schief lastige Beeinträchtigung des Wiegeprozesses. Entscheidend dabei ist jedoch, dass das elektrische Signal des Wiegeprozesses an sich nicht defekt ist, es

jedoch durch die Beeinträchtigung des freien Weges des Wiegetellers somit zu einem, sich im Bereich der normalen Erwartungswerte liegenden Wertes, kommen kann.

Dieser postulierte Fehler zeigt die Problematik, dass das Messsignal in der Anfangsphase der Wägung zunächst bis zum Zeitpunkt des zunehmenden Aufsetzens des Wägetisches auf den Fremdkörper in Ordnung ist und erst mit weiterer Belastung fehlerbehaftet zu klein ist. Auch ist das elektrische Signal an sich vorhanden, d. h. es liegt kein Kabelbruch oder eine sonstige elektrische Signalauffälligkeit vor, auf die üblicher Weise geprüft wird. Somit werden keine ungewöhnlichen Messwerte außerhalb der erwarteten Größe signalisiert. Das auslösende Ereignis, dass ein Fremdkörper in den unteren Bereich der Waage eindringen kann und diese Folgen auslöst, ist tendenziell unerwartet.

Im konkreten, vorliegenden Fall wäre bei einem besseren mechanischen Schutz die Teilblockade nicht passiert. Allerdings ist zu unterstellen, dass ähnliche Phänomene durch ein Lösen oder Abbrechen eines inneren mechanischen Teils der Wiegemechanik, diesen Effekt in ähnlicher Weise bedingen könnte.

Da ein am selben Wiegetisch angebrachtes redundantes Messsystem in ähnlicher Weise dem Effekt aufgesessen wäre, könnte nur durch ein weiteres, diversitäres Messsystem Abhilfe geschaffen werden. Auch wäre eine weitere Verbesserungsstrategie durch eine Verknüpfung mit weiteren Prozessdaten denkbar. Hier können Prozessdaten wie *Förderschieber auf* in Korrelation mit dem zunehmenden Gewicht des Transportbehälters gebracht werden und als zusätzliche Verriegelung ein maximal zulässiges Zeitfenster für den Förderprozess hinterlegt bzw. weitere begrenzende Verknüpfungen generiert werden. Auch könnte über eine berührungslose Materialflussüberwachung während des Zustandes *Schieber auf* bei laufendem Zuförderprozess, bis hin zu einer Rückstaudetektion beim laufenden Förderband nachgedacht werden.

Für diese Art von Fehlern wäre eine Übersicht wie die What-If-Analyse in einem ersten Ansatz geeignet, um zügig zu einem Ergebnis zu kommen bzw. Hot Spots aufzudecken bzw. bewerten zu können. Eine entsprechende Analyse könnte in groben Zügen in etwa folgende Abfragen enthalten.

Tab. 2.1 What-If: Funktion: Ermittlung des Befüllungsgrades Behälter beim Wiegevorgang über eine Messung des Gesamtgewichtes

Kategorie	What-If	Auswirkung	Maßnahme	Empfehlung
Fehlfunktion	Komplettausfall des elektrischen Wiegesignals (4-20mA)	Füllmengenbestimmung nicht möglich	Sofortiger Abbruch des Befüllvorgangs und Meldungsauslösung	Siehe Hinzunahme weiterer Kriterien
	Signal < 4 oder > 20 mA	Füllmengenbestimmung nicht möglich	Sofortiger Abbruch des Befüllvorgangs und Meldungsauslösung	Siehe Hinzunahme weiterer Kriterien
Hinzunahme weiterer Kriterien für eine verbesserte Zustandserkennung bzw. Detektion von Abweichungen				
Abweichung vom Normalverhalten	Messignal vor Start des Befüll Vorgangs abweichend vom Erwartungswert leerer Behälter	Korrekte Füllmengenbestimmung nicht möglich	Start der Zuförderung verhindern, Meldungsauslösung	--
	Gradienten Überwachung Signal außerhalb Erwartungswert, trotz aktiven Materialflußsignal	Füllmengenbestimmung unsicher	Abbruch des Befüllvorgangs und Meldungsauslösung	--
	Signal bleibt über x-Zeiteinheiten konstant trotz aktiver Zuförderung, d.h. anstehenden Materialflußsignal	Füllmengenbestimmung unsicher	Abbruch des Befüllvorgangs und Meldungsauslösung	--
Hinzunahme von diversitären Füllstandssignal				
Fehlfunktion	Messwert nicht vorhanden oder außerhalb des Erwartungswertes	Füllmengenbestimmung nicht gesichert möglich	Bearbeitungszyklus zeitnah beenden	
Abweichung vom Normalverhalten	Abweichungen bei: <ul style="list-style-type: none"> Gradienten Überwachung während Zuförderung Korrelationsbetrachtung zu vorhandenen Gewichtssignal 	Füllmengenbestimmung nicht gesichert möglich	Bearbeitungszyklus zeitnah beenden	

Durch Einsatz einer diversitären Messgröße wie z. B. der Füllhöhe, kann eine wirksame Absicherung bzw. Kontrolle des Befüllprozesses erreicht werden. Bei Schüttgut ist jedoch die Besonderheit der kegelförmigen Aufhäufung zu berücksichtigen, die dadurch unter Umständen keine besonders genaue Mengenbestimmung zulässt. Da es sich hier um eine reinen Mengenbegrenzung für einen Transportvorgang handelt, sollte dieses Thema in dem gewählten Diskussionsbeispiel untergeordnet sein. Der Einsatz eines Rüttlers oder Schiebers zur Egalisierung der Füllhöhe, ist unter Abwägung des Nutzens sowie seiner möglichen Fehleranfälligkeit bzw. bei einem Rüttelvorgang als Stress für die restlichen Komponenten nicht zielführend. Speziell durch die größenbedingte Eigenschaft der Pellets zur Bildung von Hohlräumen im Rahmen einer Schüttgutansammlung, können bei einem zusätzlichen Flüssigkeits- oder entsprechenden Staubeintrag bei einer reinen Füllhöhenbestimmung diese Effekte nur schwer erfasst werden. Somit ist die Füllhöhenbestimmung als ein hauptsächlich absicherndes, diversitäres Signal anzusehen. Dies zunächst als ein generisches Beispiel für eine mögliche Auswirkung beim Auftreten eines zweiten Fehlers, d. h. eindringen eines Pellet-Bruchstückes in die Mechanik der Waage, wodurch das Signal des Messkanals *Gewichtserfassung* in seinem oberen Messbereich verfälscht wird.

Bei einer deterministischen Einzelfehlerbetrachtung wird das Messsignal typischerweise auf elektrisch vorhanden/nicht vorhanden bzw. auf einen Wert im erlaubten Messbereich geprüft. Durch Hinzunahme eines weiteren, postulierten Fehlers (Signal *hängt* im erlaubten Messbereich fest), kann eine weitergehende Betrachtung erreicht und somit das Sicherheitsniveau verbessert werden. Bei der Auswahl weiterer hinzuzunehmenden Fehler sind solche, bei denen die Möglichkeit einer Verletzung der Schutzziele zu unterstellen sind, vorzugsweise zu untersuchen. Daher muss die Auswahl, bzw. die Postulierung weiterer Fehler von Personen mit ausreichenden Detailkenntnissen der Systemtechnik erfolgen.

An dieser Stelle seien allgemein möglich auslösende Ereignisse, somit im Sinne überhalb und unterhalb der Meldeschwelle angesprochen. Bei der Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen wurde die Notwendigkeit für eine entsprechende tiefergehende Analyse bereits zuvor dargelegt, da in diesen Fällen, die deterministische Betrachtung Lücken aufzeigte. Bei Ereignissen unterhalb der Meldeschwelle, d.h. der allgemeinen Precursor-Thematik, sind die Auswertung von „normalen“ Betriebserfahrungen (typisch auf analytischer wie auch auf statistischer Basis) ein unverzichtbarer Teil im Rahmen der geforderten kontinuierlichen Anlagenbetrachtung und dem daraus generierbaren

kontinuierlichen Verbesserungspotential. Dabei ist immer auch abzuprüfen, ob nur dank günstiger Umstände ein *Betriebsverhalten* nicht weiter zum meldepflichtigen *Ereignis* eskaliert. Hier bedarf es entsprechender Datenbasen. Mit der zunehmenden Digitalisierung in der Prozesssteuerung sowie den am Markt etablierten *Condition Monitoring Systemen*, mitzählende Lastwechsel- oder Gradienten-Überwachungssystemen, *Aging Monitoring Systemen*, bis hin zu online mitrechnenden Modell- und Assistenzsystemen, kann zu jedem Zeitintervall des Prozesses ein qualifizierter Erwartungswert rechnerisch bereitgestellt werden.

Mit solchen Erwartungswerten kann weitaus sensitiver als mit z. B. einer reinen Min-, Maxwert-Überwachung detektiert werden. Bei festgestellten Abweichungen kann somit wesentlich schneller und zielgerichteter reagiert werden und besonders im Bereich von unbekanntem Cliff-Edge-Effekten, Gefahrensituationen entscheidend verringert werden. Neben einer Erhöhung der Prozesssicherheit trägt diese Art der Prozessverfolgung auch zu einer online-Prozessgüteüberwachung mit bei, so dass sowohl Sicherheit und Produktgüte davon gleichermaßen profitieren.

Als konkretes Beispiel sei hier für die obig genannten Systeme, die Möglichkeit z. B. das Schwingungsverhalten von Rohrleitungen, wie etwa von UF₆-Leitungen bei den Anlagen der Kernbrennstoffversorgung kontinuierlich erfassen zu können. Durch eine zusätzliche Korrelation der Schwingungswerte (nach Amplitude und Frequenzlage) mit dem augenblicklichen Durchsatzmengen, lassen sich so spezifische Referenzdatensätze generieren. Im weiteren Betrieb werden dann die erfassten Schwingungswerte im Rahmen der finger-print-Basis wesentlich sensitiver überwachbar. Somit werden schon frühzeitig erste Abweichungen vom Referenzzustandsverhalten automatisiert erkannt und gemeldet, bevor es zu Einschränkungen an der eigentlichen Rohrleitungsstruktur kommt.

Eine weitere Anwendung bei Prozessüberwachungen, ist die Strategie der Bilanzierung einzelner Prozessgrößen im Rahmen des Prozessflusses. Durch entsprechende Verknüpfungen der einzelnen Bilanzen kann der Gesamtprozess verfolgt und bei Abweichungen entsprechend zeitnah reagiert werden. Beim obigen Beispiel aus dem Bereich der Pellet-Förderung/des Pellet-Transports können durch eine abschnittsweise Betrachtung der geförderten Gewichtsmassen entsprechende Massen-Abschnittsbilanzierung vorgenommen und kontinuierlich auf Abweichungen überwacht werden.

Mit solchen Analysen bzw. Überwachungsstrategien kann eine Aufbereitung, Auswertung mit nachgängiger Bewertung der Betriebsdaten durchgeführt werden. Dies stellt dann auch den Nachweis dar, dass im Rahmen des geforderten kontinuierlichen Verbesserungsmanagements entsprechende Untersuchungen durchgeführt wurden.

2.6 Zusammenfassung

In der Folge der Umsetzung der EU-Richtlinie 2009/71/EURATOM wurde eine Anpassung des Atomgesetzes und damit u. a. eine Erweiterung um das Thema Periodische Sicherheitsüberprüfungen (PSÜen) für kerntechnische Einrichtungen durchgeführt. In diesem Kapitel wurde dazu zunächst eine Abgrenzung der wissenschaftlich-technischen Anforderungen der beiden relevanten Paragraphen des AtG, § 7 und § 19 (a) durchgeführt. Die in § 7 gelisteten Anforderungen sind dabei nicht nur auf die Genehmigungserteilung, sondern als ein kontinuierlich einzuhaltendes Reglement zu sehen. § 19a (3) benennt die durch den Betreiber zu erstellende und zu bewertende PSÜ, die dann abschließend der Aufsicht zur Prüfung vorzulegen ist. § 19 (4) inkludiert bei der PSÜ Fragen der Unfallverhütung und der Abmilderung von Unfallfolgen. Generell ist dabei ein wichtiger Teil der PSÜ die Zusammenstellung und erneute Überprüfung und Bewertung von Unterlagen zu verschiedenen, sicherheitsgerichteten Themen zu sehen, die während des Betriebes generiert werden. Zu den im AtG allgemein genannten kerntechnischen Anlagen gibt es vom BMUV für Kernkraftwerke und Zwischenlager entsprechende PSÜ-Leitlinien. In diesem Kapitel wurde dabei auf die Frage einer Übertragbarkeit der beiden Leitlinien auf die beiden Anlagentypen der in Deutschland vorhandenen Kernbrennstoffversorgungsanlagen, sowie auf allgemein ableitbare und mögliche Anforderungen an eine typische PSÜ für Kernbrennstoffversorgungsanlagen abgehoben. Allgemein wird auch gezeigt, dass Ereignisse unterhalb der Meldeschwellen entsprechendes Potential für den kontinuierlichen Verbesserungsprozess der Anlage haben und durch einen Ausbau der generischen Methodik die Sicherheit erhöht werden kann.

3 Handbuch zur Störfallanalyse – Teil D

3.1 Einleitung

In Teil D *Exemplarische Anwendung der Störfallanalyse auf Einrichtungen der nuklearen Ver- und Entsorgung* des *Handbuchs zur Störfallanalyse von nuklearen Ver- und Entsorgungseinrichtungen* werden verschiedene Aspekte der Störfallanalyse exemplarisch auf einen generischen Störfall angewendet.

Dabei wird auf Informationen und die übliche Terminologie der nuklearen Sicherheit zurückgegriffen, die in den Teilen A und B des *Handbuchs zur Störfallanalyse von nuklearen Ver- und Entsorgungseinrichtungen* zusammengefasst und dokumentiert sind. In Teil A *Grundlagen der Störfallanalyse* sind die wichtigsten Begriffe und Grundlagen und der gesetzliche Rahmen erläutert /GRS 19a/. In Teil B *Physikalisch-chemische Grundlagen der Störfallanalyse*, sind die Prozesse aufgelistet und erklärt, die bei einem Störfall beteiligt sein können /GRS 19b/. Teil C *Auswertung der Betriebserfahrung von Vorkommnissen* /GRS 19c/ beschreibt und bewertet statistisch Vorkommnisse in nationalen und internationalen Anlagen der nuklearen Versorgung bis Ende 2018; Teil C wurde in der vorliegenden Arbeit nicht behandelt.

In Kapitel 3.2 von Teil D wird zunächst für die Brennelementfertigung ein charakteristisches Störfallszenario einschließlich der beteiligten technischen Komponenten ausgearbeitet. In Kapitel 3.3 wird die ausgewählte Komponente *Schleifmaschine* im Detail beschrieben. Dabei wird in Anlehnung an reell existierende Bauteile ein generischer Anlagenteil konstruiert, der zur Generierung des Störfalls gezielt Schwachstellen aufweist, da der Fokus dieser Arbeit nicht auf das technische System an sich, sondern auf die prinzipielle Anwendung der Störfallanalysenmethoden ausgerichtet ist. Bei der gewählten Anordnung wurden vorsätzlich nicht alle Vorgaben des kerntechnischen Regelwerks eingehalten, diese wäre also aus kerntechnischer Sicht in Deutschland so nicht genehmigungsfähig. Der Fokus liegt auf der Anwendung der Methodik. Es existieren keine bekannten Parallelen zu vorhandenen Anlagen. In Kapitel 3.4 wird das fiktive Schadensszenario als Fließdiagramm entwickelt sowie der mechanische Schadensauslöser „Lagerschaden“ und seine Folgewirkungen bis hin zur Brandauslösung beschrieben. Es folgt eine detaillierte Schilderung des Ansprechens der Sicherheitseinrichtungen, sowie eine Beschreibung des Verhaltens, des für dieses Ereignisses relevanten Schleifstaubes. In Kapitel 3.5 erfolgt zunächst eine Einstufung des Ereignisses gemäß

internationaler Bewertungsskala INES, sowie nach der deutschen Meldeverordnung. In der Folge werden auf das konstruierte Beispiel und dessen Verlauf verschiedene Analysearten wie What-If, HAZOP, ETA, FTA, mit ihren einzelnen Charakteristiken beispielhaft angewendet. Abschließend wird, basierend auf einer Abschätzung von Fehlerwahrscheinlichkeiten der Komponenten per Handrechnung, für die einzelnen Fehlerzweige die Fehlereintrittswahrscheinlichkeit ermittelt. Kapitel 3.6 enthält eine Zusammenfassung des hypothetischen Störfallscenarios sowie den ermittelten Eintrittswahrscheinlichkeiten.

3.2 Definition des Störfallszenarios

Prinzipiell besteht die Brennelementfertigung aus den folgenden Hauptprozessen:

- UF₆-Konversion nach dem nass- oder trockenchemischen Verfahren zu Uran-dioxid-Pulver (UO₂)
- Pulvervorbereitung
- Herstellung der Pellets
- Brennstabfertigung inklusive vorgelagertem Strukturteileeingang
- Brennelementmontage

Bedingt durch die bessere großtechnische Umsetzbarkeit hat das modernere UF₆ Trockenkonversionsverfahren das früher häufig angewandte nasschemische Verfahren weitgehend abgelöst. Unter Berücksichtigung von bisherigen, zu diesen Themen durchgeführten Arbeiten der GRS zur UF₆ Trockenkonversion (inklusive der Ausgasungsthematik) sowie der nachgeschalteten Pulvervorbereitung, z. B. /GEU 09/, fiel der Fokus bei dieser generischen Sicherheitsanalyse auf den Hauptprozess *Pelletherstellung* und insbesondere hier die Konfektionierung der Pellets auf ihr Sollmaß mittels eines materialabtragenden Schleifprozesses. Bei der Systemtechnik der Pelletherstellung wird unterstellt, dass für den Schleifprozess der Pellets eine an Kerntechnikbelange adaptierte aber dennoch konventionelle Maschinenteknik zum Einsatz kommt. Daher fiel die Wahl auf den Hauptprozess *Pelletherstellung* mit dem Fokus auf den Teilprozess *Pelletschleifen*.

Die dem Schleifprozess vorgelagerten Arbeitsschritte wie z. B. eine Sinterpaletten-Auskipfung, d. h. der Transport der Tabletten vom Sinterofen zum Schleifprozess, der dem Schleifprozess folgende Arbeitsschritt der Tablettenrocknung sowie dem darauffolgenden Arbeitsschritt der Tabletteninspektion, besitzen ein deutlich geringeres Fehlerpotential als die Bearbeitung der Tabletten selbst.

Bei den letzten beiden Hauptprozessen dieser generischen Produktionseinrichtung geht es primär um die Handhabung des den Brennstoff umschließenden Hüllrohrs bzw. im nächsten Schritt, um die Assemblierung der Hüllrohre zu Brennelementen. Basierend auf diesem Umstand werden diese beiden Hauptprozesse für die hier gewählte Zielsetzung als weniger signifikant eingestuft.

Da hier die Demonstration der Methodik der Störfallanalyse im Fokus liegt, wird bewusst ein mit Schwachstellen versehener Komponentenaufbau konstruiert. Dabei handelt es sich nicht um einen für kerntechnische Anlagen mit Moderationskontrolle möglichst realitätsnahen Aufbau, bei dem diese Schwachstellen typischerweise vermieden würden.

3.3 Beschreibung der fiktiven Schleifmaschine

Die hier fiktive Schleifmaschine orientiert sich an einem Aufbau, der bei typischer kostenoptimierter industrieller Massenware vorkommen kann. Hervorzuheben ist dabei, dass ein solches Modell in realen Kernbrennstoff-verarbeitenden Anlagen, bedingt durch die dort herrschenden strengen Auswahlkriterien für Komponenten, kaum zum Einsatz kommen würde. Ein konkreter Bezug zu konkreter Anlage besteht nicht bzw. wäre rein zufällig.

Der Aufbau der fiktiven Schleifmaschine besteht aus den Komponenten Tabletten-Zuförderung, Schleifeinheit, Antriebseinheit (die wiederum aus Motor, Getriebe inkl. Ölversorgung, Schleifschmiermittel und Kühlmittelversorgung besteht), der Pufferstation sowie der Tabletten-Abförderung und ist im Kapitel 3.3.2 im Detail charakterisiert. Der Aufbau sowie die Einzelkomponenten sind so gewählt, dass die Maschine in der Regel autark, d. h. ohne äußere Bedienungshandlungen arbeitet. Die partielle Einhausung der Maschine wurde bis auf die Rahmenstruktur mittels transparenten Polycarbonatscheiben realisiert, um auch von außen eine optische Funktionskontrolle und Funktionsüberwachung zu ermöglichen. Diese besitzen eine maximale Gebrauchstemperatur von kurzzeitig 140 °C und eine Schmelztemperatur von ca. 148 °C (Werkstoffnummer 2301, ISO 11357 /DIN 16a/).

3.3.1 Aufstellungsort

Im Gesamtkontext der Brennelementfertigung befindet sich der Aufstellungsort der Schleifmaschine prozessbedingt zwischen Tablettensortierer und Tablettentrocknung. Die Schleifmaschine ist dabei in einem separaten Raum innerhalb des gesamten Kontrollbereichs des Fabrikgebäudes aufgestellt. Dieser ist als eigenständiger, feuerbeständiger und abgeschlossener Bereich ausgeführt. Zusätzlich erfüllt er die dazu gehörigen Anforderungen eines Kontrollbereichs, wie gestaffeltes Unterdrucksystem, Brandschutzanforderungen etc. Neben einem üblichen Türzugang verfügt der Raum über je eine Materialschleuse aus den benachbarten Räumen der Tablettensortierung sowie der

Tablettentrocknung. Diese sind nur für die Zeiten der Zuführung bzw. den Abtransport der Chargen-Pufferbehälter geöffnet. Der Betrieb der Schleifmaschine erfolgt automatisiert, d. h., dass in der Regel kein Bedienpersonal benötigt wird bzw. anwesend ist. Die Mindestwechselluftzahl, d. h. der theoretische Gesamtaustausch der Raumluft pro Zeiteinheit, beträgt für diesen Raum ca. 1 h^{-1} .

Neben der allgemeinen Einbindung des Raumes in das gestaffelte Unterdrucksystem der Gesamtanlage mittels einer Abluft für den Raum an sich, wurde innerhalb der Einhausung der Schleifmaschine eine weitere, lokale Unterdruckstufe generiert. Deren Aufgabe ist die gerichtete, bereits weitgehende Eliminierung von möglichem Schleifstaub aus dem allgemeinen Abluftstrom, d. h. über eine primäre, rauminterne Filterstrecke.

3.3.2 Maschinenart und Aufbau

Bei der Schleifmaschine handelt es sich hier um einen allgemein industriell verfügbaren Maschinensatz höchster Automatisierung mit einer automatischen Zu- und Abförderung der zu schleifenden Rohlinge. Während der Abarbeitung/Beschleifung der Brennstofftabletten aus dem Chargen-Pufferbehälter läuft der Prozess bedienerfrei. Zu diesem Maschinensatz zugehörig ist dessen Infrastruktur in Form einer Motor-Getriebekombination, Getriebeölversorgung, sowie einer mengenmäßig begrenzten Zu- und Abführung von Wasser als Schmier- und Kühlmittel für den Schleifprozess. Die Maschine verfügt über eine weitgehende Einhausung, die allerdings aufgrund diverser Öffnungen nicht vollumschließend und damit auch nicht hermetisch ausgeführt ist. Bedingt durch den automatisierten Zu- und Abförderungsprozess der Tabletten ist diese Einhausung nur partiell wirksam und dient vor allem dem Schutz gegen Gefahren aus der stationären Maschine. Hinsichtlich der Möglichkeit einer Sichtkontrolle des Prozesses wurden für die Einhausung durchsichtige und aufklappbare Polycarbonat-Scheiben verwendet. Speziell die Bereiche der Material-Zu- sowie Abförderung besitzen keine dicht umschließende Einhausung.

Die Materialzuführungseinheit sorgt für eine geordnete Ausrichtung der Tabletten bei der Zuführung zur Schleifeinheit. Die Schleifeinheit besteht aus zwei Walzen, d. h. Regel- und Schleifscheibenwalze. Die von beiden Seiten gleichzeitig auf die Zylinderaußenfläche der Tabletten wirkende Regel- und Schleifscheibe bewirken zum einen eine Rotation sowie eine Vorschubbewegung der Tabletten, wobei die Schleifscheibe neben dem Vortrieb den Schleifprozess übernimmt. Der Antrieb der Regel- sowie der Schleifscheibe erfolgt über eine elektrische Motor-Getriebekombination. Der Schleifprozess wird unter

lokaler Zugabe von Wasser aus einer Düse durchgeführt. Dabei fungiert das Wasser neben seiner Funktion als Schmier- und Kühlmittel auch als Schleifstaubbindemittel. Nach dem Schleifprozess wird die geschliffene Tablette automatisiert aus der Maschine in eine entsprechende Puffervorrichtung gefördert. Der Schleifmaschine nachgeschaltet ist eine primäre Filterstufe zur Zurückhaltung von luftgetragem Schleifstaub. Abb. 3.1 zeigt den schematischen Aufbau der Schleifmaschine mit Kennzeichnung des Materialflusses.

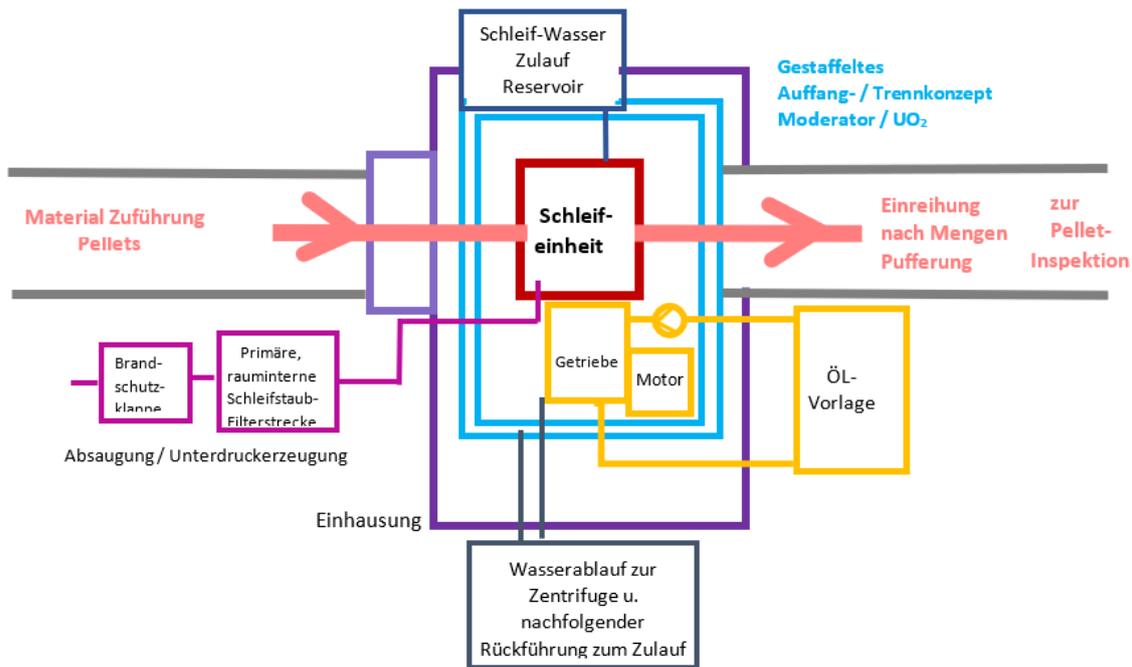


Abb. 3.1 Schematischer Aufbau der für das Störfallszenario postulierten Schleifmaschine

Das Schleifmodul

Die Schleifmaschine besteht aus einem typischen, allgemein industriell verfügbaren Maschinensatz mit der Anforderung einer effektiven Handhabung der automatisch zugeführten Rohlinge, möglichst unter Vermeidung von manuellen Arbeitsschritten.

Hierbei kommt das spitzenlose Rundschleifen zum Einsatz, das auf das Schleifen großer Serien gleicher Teile ausgerichtet ist. Bei dieser Schleifart ist das Werkstück nicht fest eingespannt, sondern liegt zwischen der Schleifscheibe, Regelscheibe und Stützleiste.

Im Einzelnen hat die Regelscheibe beim spitzenlosen Außenrundscheifen folgende Aufgaben zu erfüllen:

- Sie regelt die Umfangsgeschwindigkeit des zu schleifenden Werkstückes,
- zusammen mit der Werkstückauflage stützt sie das Werkstück gegen den Schleifdruck der Schleifscheibe ab,
- beim Durchgangsscheifen regelt sie durch ihre Schrägstellung die Durchlaufgeschwindigkeit des Werkstückes.

Den prinzipiellen Aufbau des Schleifmoduls einer Durchgangsschleifmaschine für eine Außenrundbearbeitung zeigt die folgende Abbildung.

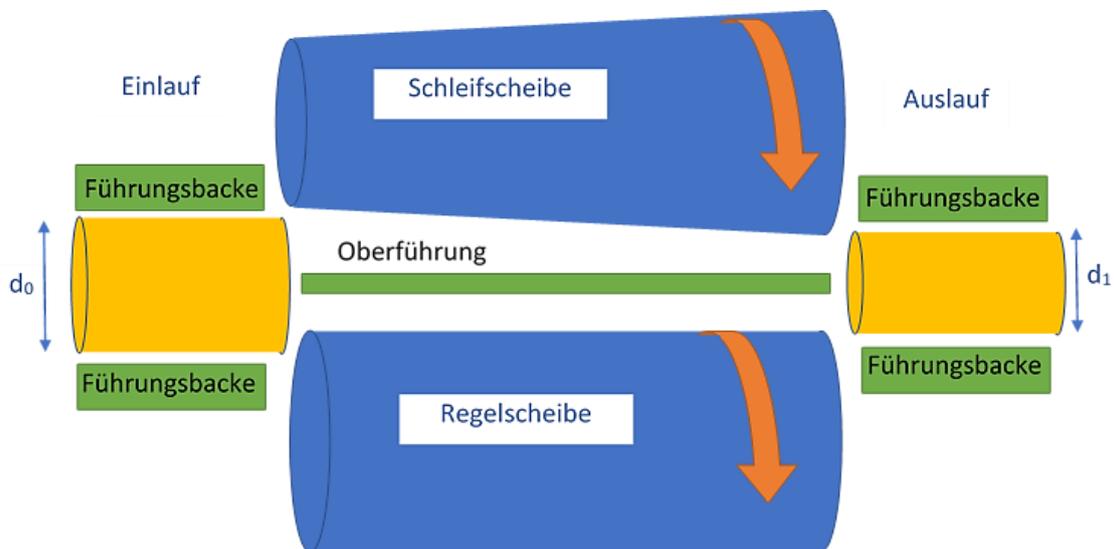


Abb. 3.2 Prinzipieller Aufbau des Schleifmoduls einer Durchgangsschleifmaschine für eine Außenrundbearbeitung

Die Werkstücke werden infolge der Neigung der Regelscheibe und ihrer Umfangsgeschwindigkeit in Achsrichtung durch den Schleifspalt transportiert und dabei bearbeitet. Die Führung der Werkstücke erfolgt dabei im Zu- bzw. Ablaufbereich mittels Führungsbacken, der Schleifprozess an sich beginnt mit dem Eintritt in den Schleifspalt.

Gemäß der Verteilung der Vektorkräfte teilt sich die Antriebskraft am Regelscheibenumfang auf in einen axialen, für die Vorschubbewegung relevanten Kraftvektor und einen vertikalen Kraftvektor für das Führen des Werkstückes. Mittels des Verhältnisses dieser beiden Vektoren lässt sich die Vorschubgeschwindigkeit des Werkstückes steuern.

Die Bearbeitung der Tabletten wird nach dem Nassschleifprinzip auf Wasserbasis durchgeführt. Das benötigte Wasser wird der Schleifscheibe so zugeführt, dass es den beim Schleifprozess anfallenden Schleifabrieb aufnimmt. Zusätzlich sorgt der Wasserfilm für eine Kühlung der geschliffenen Oberflächen. Zur Gewährleistung der Unterkritikalität unterliegt die eingesetzte Wassermenge einer strengen Mengenkontrolle bzw. Mengenbegrenzung.

Die Wasserversorgung erfolgt über einen geschlossenen, mengenbegrenzten und pumpegetriebenen Kreislauf. Bestandteil des Kreislaufes ist die Wasserzuführung und die Schleifscheibenbenetzung, der Auffangtrichter für das Wasser-Schleifabrieb-Gemisch, eine Sieb- sowie eine Rückhaltevorrichtung für größere Gegenstände und einer Rohr-Pumpen-Rohr-Kombination mittels der das Wasser zur Zentrifuge gefördert wird. Von dort aus wird das vom Schleifabrieb getrennte Wasser wieder dem volumenkontrollierten Wasser-Vorlagebehälter der Schleifmaschine zugeführt.

3.3.2.1 Das Antriebsmodul

Der Antrieb der Schleifmaschine erfolgt über einen Elektromotor mit nachfolgender Getriebeeinheit sowie einem externen Schmierölversorgungsbehälter, der außerhalb der Einhausung aufgestellt ist. Die Umwälzung und Kühlung des Schmieröls und somit auch der Getriebeeinheit erfolgt über eine Zu- sowie einer Abförderungs-Zirkulationsleitung, wobei die elektrisch betriebene Schmierölförderpumpe in der Zulaufleitung zum Getriebe positioniert ist. Der Öl-Rücklauf erfolgt schwerkraftgetrieben über den vorhandenen geodätischen Höhenunterschied. Der externe Schmierölbehälter hat vornehmlich zwei Aufgaben: Zum einen werden durch ein entsprechendes Mengenreservoir, die Intervallzeiten zwischen einzelnen Ölwechseln vergrößert. Zum anderen wird durch dessen gerippte Behälteroberfläche die Ölkühlung und somit auch eine Temperaturbegrenzung des Getriebes gewährleistet. Diese Kühlung basiert auf dem vorhandenen Naturzug, d.h. der natürlichen thermischen Konvektion. Innerhalb des Ölversorgungsbehälters erfolgt nur eine grobe Überwachung auf den Zustand *Getriebeölniveau niedrig*.

3.3.2.2 Eingehauster Bereich

Die Schleifmaschine inkl. der zugehörigen Antriebseinheit, d. h. der Elektromotor und die Getriebeeinheit, sind von einer umschließenden Einhausung umgeben, die jedoch nicht hermetisch abgeschlossen ist. Der Getriebeölversorgungsbehälter, der durch Rohrleitungsanschlüsse mit dem Getriebe verbunden ist, ist außerhalb der Einhausung aufgestellt, auch zur Reduzierung eines möglichen Öl-Moderationsrisikos. Der Ölvorsorgungsbehälter übernimmt zusätzlich die Kühlung des Getriebeöls.

3.3.3 Aufbau und Ausführung der Einhausung

Der Aufbau der Einhausung der Schleifmaschine ist als nicht permanente und partial offene Einhausung ausgeführt, d. h. zum einen können Türen bzw. Klappen geöffnet werden, zum anderen sind ständige Öffnungen zum Transfer der Tabletten vorhanden. Aufgabe der Einhausung ist es, einen nach innen gerichteten Luftstrom basierend auf dem Abluft-Unterdruckkonzept zu erzeugen, um einen möglichen Schleifstaubaustritt aus der Einhausung zu minimieren.

Durch eine kontinuierliche Luftabsaugung im Bereich der Schleifeinheit wird gewährleistet, dass an den temporären bzw. ständigen Öffnungen ein in die Einhausung hinein gerichteter Luftstrom vorhanden ist. Dies soll der Vermeidung von sich ausbreitender Kontamination des Schleifabriebs oder von Tabletten-Bruchstäuben aus dem Schleifbereich heraus dienen. Der Luftabsaugstutzen, der den nach innen gerichteten Luftstrom erzeugt, ist im Bereich oberhalb der Achse der Schleifscheiben und deutlich hinter dem Austritt des Schleifspaltes der Maschine angeordnet, um ein Ansaugen von Spritzwasser zu vermeiden. Zusätzlich verhindert eine vorgelagerte Gitterstruktur das Ansaugen von Kleinteilen und soll damit einem Funktionsausfall basierend auf einer Rohrverstopfung vorbeugen.

Die aus der Schleifmaschine stammende Abluft wird, bevor sie mit der üblichen Raumabluft zusammengeführt wird, über eine rauminterne Filterstrecke geführt, bevor sie über eine Brandschutzklappe den eigentlichen Raum verlässt und sich mit den sonstigen Luftabsaugströmen vereinigt.

Die verwendeten Materialien zur Einhausung der Schleifeinheit selbst bestehen vorwiegend aus Aluminium-Profilrahmen mit Edelstahlblechen, sowie aus schwer entflammbar, selbstverlöschenden und transparenten Polycarbonat-Scheiben bzw. Wandteilen.

3.3.4 Zusätzliche Einbauten

Zusätzlich ist die Einhausung der Schleifmaschine mit einer CO₂-Flutungseinrichtung zur lokalen Brandbekämpfung innerhalb der Einhausung ausgestattet. Um eine gegenseitige Neutralisierung von Luftabsaugung und CO₂-Flutung auszuschließen, sind die CO₂-Flutung und die Schließung der Brandschutzklappen funktionell verbunden.

3.3.5 Ergänzende Modellannahmen

Neben einer primären, rauminternen und gegen Ansaugung von Schleifwasser geschützten Filterung der Abluft aus der Einhausung der Schleifmaschine erfolgt ansonsten keine vor-Ort-Filterung der Abluft aus dem Schleifraum. Dieser Abluftstrom ist ein Teil des im Gebäude bestehenden, gestaffelten Druckkonzepts und beinhaltet lediglich eine Filterung, sowie einen Schutz gegen äußere Einwirkungen (z. B. Regenwasser, Vögel, Insekten) im Bereich vor dem Fortluftkamin. Des Weiteren erfolgt eine strömungsgeschwindigkeitsbasierte Volumendurchsatz- und Aktivitätsüberwachung, sowie eine Überwachung der Filterbelegung mit redundanten Differenzdruckwächtern. Ebenfalls ist durch entsprechende Rückschlagklappen eine Strömungsumkehr der Fortluft ausgeschlossen.

3.4 Schadensszenario

Das hier definierte Schadensszenario ist fiktiver Natur. Eventuelle Ähnlichkeiten bzw. Überschneidungen zu realen Vorkommnissen sind rein zufällig.

3.4.1 Überblick über den Ablauf des Schadensszenarios bezogen auf den schematischen Aufbau der Schleifmaschine

Abb. 3.3 zeigt im Überblick den Ablauf des Schadensszenarios als Fließdiagramm, bezogen auf den Maschinensatz der Abb. 3.1 des Kapitels 3.3.2. Dort ist besonders der Ölvorlage-Behälter mit der Zu- und Ablaufleitung zu sehen, die durch die eigentliche Einhausung der Schleifmaschine hindurchgeführt werden.

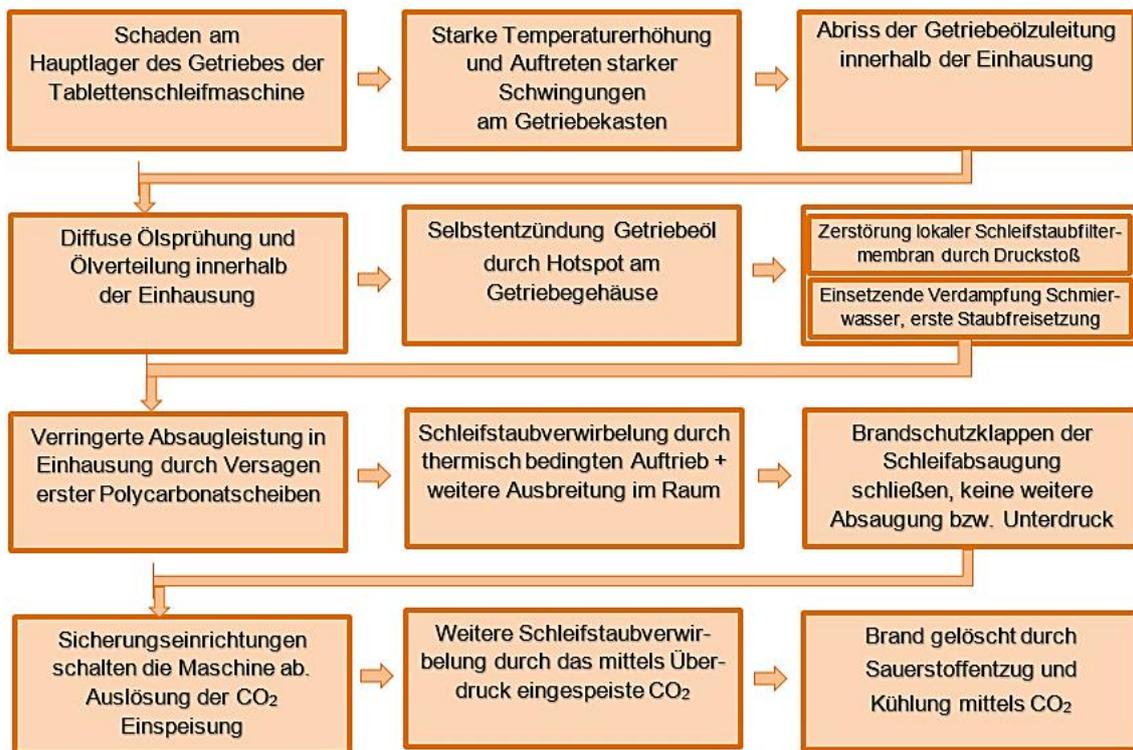


Abb. 3.3 Schematischer Ablauf des postulierten Schadenszenarios

Die einzelnen Punkte sind in den folgenden Kapiteln erklärt.

3.4.2 Schadensauslöser

Durch einen auftretenden Schaden am Hauptlager der Getriebeeinheit kommt es dort zu einem starken Anstieg der Lagertemperatur sowie durch die weitergehende Lagerschädigung zu starken, zunehmenden Schwingungsamplituden. Die Hitzeentwicklung des am inneren Teil des Getriebegehäuses fixierten Lagers bewirkt eine vergleichbar hohe Temperatur an der gleichen Position außen am Getriebegehäuse.

In der Folge des eskalierenden Lagerschadens kommt es durch die parallel dazu auftretenden massiven Schwingungsamplituden zu einem Abriss der externen Getriebeölleitung an einer innerhalb der Einhausung liegenden Position.

Durch eine scharfkantige Leitungsbruchfläche, den hohen Leitungsdruck und die nicht automatisch stoppende, sondern weiter fördernde Ölpumpe (nur grobe Überwachung auf den Zustand *Getriebeölniveau niedrig*) ergibt sich eine diffuse Öl-Sprühung, die sich an dem äußeren Hotspot der Oberfläche des Getriebegehäuses entzündet. Das aus der

Rohrbruchfläche unter Druck austretende Getriebeöl verteilt sich zusätzlich räumlich diffus, auch in den Bereich der Schleifscheibe.

Durch die temperaturbedingte Entzündung und die sich durch die breitflächige Verteilung des Öls ebenfalls breitflächig aufbauende Flammfront, setzt eine starke Wärme- und Rauchentwicklung innerhalb der Einhausung der Schleifmaschine ein.

Bei der Entzündung wird eine entsprechende Druckwelle auf die rauminterne primäre Filterstufe der einhausungsinternen Absaugung aufgebracht, die zu einer Teilerstörung dieser Filtereinheit führt. Bis zum Schließen der Brandschutzklappe, der Absaugung an der Schleifmaschine, tritt daher eine erhöhte Partikelkonzentration des Schleifabriebs im vorhandenen Abluftstrom auf.

Bis zum Schließen der Raumluf-Brandschutzklappe erfolgt aufgrund des Ausfalls der lokalen Erstfilterung eine starke Erhöhung der Aktivität des den Raum verlassenden Abluftstromes durch den raumlufgetragenen Schleifabrieb.

3.4.3 Ansprechen der Sicherheitseinrichtungen

Die Maschine läuft ab dem Zeitpunkt der Öl-Selbstentzündung, $t = 0$ s, noch 90 Sekunden weiter, bevor die Sicherheitseinrichtung Getriebeöl-Füllstandsüberwachung die Maschine abschaltet, $t = 90$ s.

Kurz vor der Maschinenabschaltung schließen sich die lokalen Brandschutzklappen der primären Filterung der Einhausungsbiluft sowie der Raumfortluft. Mit Schließung der Brandschutzklappen ist der Abluftstrom abgeriegelt und somit die dadurch erzeugte Druckstaffelung in der Maschinen-Einhausung sowie des Raumes aufgehoben, bevor die CO₂-Löschanlage der Schleifmaschinen-Einhausung auslöst und die Flammfront final erstickt.

Mit Schließung der Brandschutzklappen geht der Gebäudeteil in den Feueralarmmodus über, d. h., dass alle dafür vorgesehenen planerischen Handlungsstränge aktiviert werden. Nach Auslösung der Brandschutzklappen sowie der darauffolgenden Auslösung der CO₂-Löschanlage ist der Brand nach weiteren 15 Sekunden erstickt, $t = 105$ s. Somit hat das betrachtete Szenario eine Gesamtdauer von 105 Sekunden.

In den benachbarten Räumen gab es kein Ansprechen von Sicherheitseinrichtungen. Dafür war durch dieses transiente Ereignis nicht genügend Energie bzw. Effekteintrag vorhanden. Bei dem Übergang des Anlagenteils in den Feueralarmmodus liefen dagegen alle planerischen, d. h. vorgeschriebenen Handlungsabläufe stringent und ohne Abweichungen von den Soll-Vorgaben ab.

3.4.4 Der Schleifabrieb im Schadensszenario

Die Abschaltung der Schleifmaschine erfolgt nach 90 Sekunden ab dem Zeitpunkt der Öl-Selbstentzündung. Durch die einsetzende Wärmeentwicklung verdampft ein Großteil des Schleifschmiermittels. Der Dampf sowie die vorhandene thermische Luftausbreitung können von dem Absaug- /Unterdrucksystems nur zum Teil aufgenommen werden, der größere Teil entweicht durch die Öffnungen der Einhausung in die Atmosphäre des Raums. Es wird angenommen, dass von den in dieser Zeit noch insgesamt 75 g anfallenden Schleifabrieb 25 g in den einhausungsinternen Absaug-Unterdruckpfad gelangen und 50 g Schleifabrieb in Form von Staub in die Atmosphäre des Raumes freigesetzt werden.

Dabei wird im Verlauf des einsetzenden Brandes die auf den Schleifscheibenbereich gerichtete Unterdruckabsaugleistung zunächst schwächer. Im gegebenen Szenario kommt es zum lokalen Versagen der Polycarbonat-Fenster, da deren Schmelztemperatur von 148 °C überschritten wird, und somit eine breitere Ansaugung von Raumluft, bzw. eine daraus resultierende geringere lokale Absaugleistung im Bereich der Schleifscheibe stattfindet.

Durch die thermischen Verwirbelungen sowie dem zunehmenden thermischen Auftrieb bei nachlassender Integrität der Polycarbonat-Einhausung erfolgt eine vermehrte Verteilung des Schleifabriebs im Raum. Durch das automatische Schließen der Brandschutzklappen der primären Filterstrecke der Einhausung-Absaugung sowie der Brandschutzklappe der eigentlichen Raumabluft wird die Unterdruckerzeugung gestoppt. In der Folge kommen beide Absaugleistungen völlig zum Erliegen.

Mittels der Einspeisung von CO₂ innerhalb der Maschine und der Einhausung wird ebenfalls Schleifabrieb aufgewirbelt und durch den eingebrachten Volumenstrom und den Überdruck aus der Einhausung heraus in die Raumatmosphäre transportiert. Mit der CO₂-bedingten Erstickung des Ölbrandes wird nach 15 s Einblaszeit auch die weitere CO₂ Gaszufuhr gestoppt.

Nachgängig werden im Rahmen einer ersten Augenscheinnahe durch Feuerwehr und Betriebspersonal erste Messungen hinsichtlich des noch vorhandenen CO₂ sowie der Raumluftkontamination vorgenommen, um die weitere Vorgehensweise festzulegen.

Am Abluftkamin ist noch vor der dortigen Kaminfilterstrecke ein begrenzter, jedoch weit unter dem Abgabegrenzwert von 0,3 mSv liegender Aktivitätsanstieg zu verzeichnen. Durch die Filterung wird dieser Wert nochmals um ein Vielfaches abgesenkt, sodass am Eingang zum Übergabepunkt zur Fortluft keine Auffälligkeit zu verzeichnen ist.

3.4.5 Zusammenfassung des Schadensszenarios

Im Rahmen des postulierten Ereignisses werden primär folgende Maschinenkomponenten mechanisch zerstört:

- Hauptlager Getriebe,
- Ölversorgungsleitung (abgerissen),
- primäre Schleifstaubfiltermembran,
- Polycarbonatscheiben (geschmolzen),
- Dichtungen sowie verschiedene Dichtungspakete.

Parallel dazu wird die elektrische Infrastruktur der Schleifmaschine erheblich beschädigt.

3.5 Analyseszenarien

Abgesehen von der bewertungstechnischen Einstufung ist die generelle Zielsetzung dieses Bandes, die in den Teilen A bis C des Handbuchs zur Störfallanalyse beschriebenen Vorgehensweisen und Strategien anzuwenden und ein Gesamtmodell zu erstellen, in dem die Ereignisse sowie die darauffolgenden relevanten Systemantworten als untereinander dargestellte Verknüpfungen ausgeführt sind. Im gesamten Kapitel wird der Begriff *kritisch* nicht im Sinne von Kritikalität, sondern im Sinne von *hat relevante, negative Auswirkung* verwendet.

Begonnen wird mit einer Einstufung des angenommenen Störfalls nach der internationalen Bewertungsskala INES, sowie nach der nationalen atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten und Meldeverordnung AtSMV, Atomgesetz §7, Anlage 2 der melde-

pflichtigen Ereignisse der Kernbrennstoffversorgung und -entsorgung. Im Anschluss wird eine *What-If* Analyse (siehe Kapitel 3.5.2 /PRE 17/) sowie eine *Hazard and Operability* Analyse (HAZOP, Kapitel 3.5.4, /DIN 16b/) durchgeführt, gefolgt von einer Deterministischen Störfall- und Ereignisbaumanalyse (*Event Tree Analysis*, ETA, Kapitel 3.5.5). Abschließend folgt eine Fehlerbaum- und probabilistische Sicherheitsanalyse (*Fault Tree Analysis*, FTA und PSA, Kapitel 3.5.6, /GEU 09/, /NRC 99/).

Voreilend zeigt Tab. 3.1, basierend auf der DIN EN 60300-3-1, einige Merkmale von typischen Zuverlässigkeitsanalyseverfahren. Integral ist zu erwähnen, dass es keine für alle Fragestellungen universelle Zuverlässigkeitsanalyse gibt, sondern jede Methode ihren besonderen Fokus hat.

Tab. 3.1 Merkmale von typischen Zuverlässigkeitsanalyseverfahren

Basierend auf /DIN 05/

Verfahren	Fehlerbaum-analyse	Ereignisbaum-analyse	HAZOP-Untersuchung	What-If-Untersuchung
Geeignet für komplexe Systeme	Ja	NE ¹	Ja	Ja
Geeignet für neuartige Systemauslegungen	Ja	NE	Ja	Ja
Quantitative Analyse	Ja	Ja	Nein	Nein
Geeignet für Kombinationen v. Fehlerzuständen	Ja	NE	Nein	Nein
Geeignet zur Behandlung v. Abfolgeabhängigkeiten	Nein	Ja	Nein	Nein
Geeignet für abhängige Ereignisse	Nein	Ja	Nein	Nein
Deduktiv oder induktiv	Ded. ²	Ind. ³	Ind. ³	Ind. ³
Geeignet für Zuverlässigkeitszuweisung	Ja	NE	Nein	Nein
Erforderl. Ausbildungsgrad des Anwenders	Mittel	Hoch	Niedrig	Niedrig
Akzeptanz u. Allgemeingültigkeit	Hoch	Mittel	Mittel	Mittel
Braucht Werkzeugunterstützung	Mittel	Mittel	Niedrig	Niedrig
Plausibilitätsprüfungen	Ja	Ja	Ja	Ja
Verfügbarkeit von Werkzeugen	Hoch	Mittel	Mittel	Mittel
IEC-Norm	IEC 61025	---	IEC 61882	---

¹ NE = Nicht empfohlen, kann für einfache System verwendet werden, als alleiniges Verfahren nicht empfohlen, ist gemeinsam mit anderen Verfahren zu benutzen.

² Ded. = Deduktiv, von oben nach unten.

³ Ind.= Induktiv, von unten nach oben.

3.5.1 Ausgangspunkt, internationale sowie nationale Einstufung des konstruierten Ereignisses

Um eine erste Einschätzung des Gesamtereignisses zu erhalten, werden basierend auf dem Ereignisbericht in Kapitel 3.4 die einzelnen Zuordnungskriterien der internationalen INES-Kategorisierung am Ereignisverlauf gespiegelt sowie eine Einstufung nach nationaler Bewertung vorgenommen.

Internationale Einstufung

INES-Kriterium *Auswirkung auf Menschen und Umwelt*

Basierend auf der zeitlich und mengenmäßig begrenzten Menge an Schleifabrieb und der noch vorhandenen Funktionsfähigkeit der Filterstufe vor Übergabe der Abluft an den Fortluftkamin kommt es nach der Filterstufe zu keiner Erhöhung oder Überschreitung der gesetzlich festgelegten Abgabewerte sowie zu keiner Strahlenexposition einer Einzelperson der Bevölkerung jenseits der gesetzlich festgelegten Grenzwerte.

Durch den vollautomatisierten Ablauf des Bearbeitungsprozesses Pelletschleifen sowie der leittechnischen Beherrschung des Ereignisses kommt es ebenfalls zu keiner unmittelbaren Strahlenexposition von vor-Ort-Personal.

INES-Kriterium *Beeinträchtigung von Sicherheitsvorkehrungen*

Das Auftreten eines Brandes in einem Kontrollbereich an sich ist als ein Ereignis mit sicherheitstechnischer Bedeutung zu bewerten. Jedoch war am Ort des Geschehens die im Raum vorhandene Brandlast sowie die vorhandene Aktivitätsmenge sehr begrenzt und der Ablauf sowie auch die verbleibenden, gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen zur vollständigen Beherrschung des Ereignisses ausreichend.

INES-Kriterium *Beeinträchtigung radiologischer Barrieren und Überwachungsmaßnahmen*

Die radiologischen Überwachungsmaßnahmen waren zu keinem Zeitpunkt gefährdet. Hinsichtlich der Beeinträchtigung radiologischer Barrieren ist zu der teilzerstörten Filtermembran der Abluftabsaugung in der Einhausung anzumerken, dass dieser Filter, basierend auf den Auslegungsdaten der Anlage, als nicht explosionsgeschützt ausgeführt

ist. Ein Grund hierfür ist sicher der Umstand, dass keinerlei größere Mengen explosionsgefährdeter Gefahrenstoffe vorhanden sind.

Unter Würdigung der aufgezählten Randbedingungen ist das Ereignis als maximal INES-Stufe 1 einzustufen.

Nationale Einstufung

Die nationale Einstufung erfolgt gemäß der *Atomrechtlichen Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung* der deutschen Bundesregierung (AtSMV) /BUN 18/, die insbesondere auf § 12 Abs. 1 Nr. 7 Atomgesetz /BUN 21/ basiert, folgende vier Kategorien S, E, N und V definiert:

- **Kategorie S:**

Ereignisse, die der Aufsichtsbehörde unverzüglich gemeldet werden müssen, damit diese gegebenenfalls in kürzester Frist Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch die Ereignisse, die akute sicherheitstechnische Mängel aufzeigen.

- **Kategorie E:**

Ereignisse, die der Aufsichtsbehörde binnen 24 Stunden gemeldet werden müssen, damit diese gegebenenfalls in kurzer Frist, Prüfungen einleiten oder Maßnahmen veranlassen kann. Hierunter fallen auch die Ereignisse, deren Ursache aus Sicherheitsgründen in kurzer Frist, geklärt und gegebenenfalls in angemessener Zeit behoben werden muss. In der Regel handelt es sich dabei um sicherheitstechnisch potentiell – aber nicht unmittelbar– signifikante Ereignisse.

- **Kategorie N:**

Ereignisse, die der Aufsichtsbehörde innerhalb von 5 Werktagen gemeldet werden müssen, um eventuelle sicherheitstechnische Schwachstellen erkennen und beseitigen zu können, ohne dass kurzfristige Maßnahmen der Aufsichtsbehörde notwendig werden. Dies sind in der Regel Ereignisse von geringer sicherheitstechnischer Bedeutung, die jedoch über routinemäßige betriebliche Ereignisse bei vorschriftsmäßigem Anlagenzustand und -betrieb hinausgehen.

- Kategorie V:

Ereignisse, die vor Inbetriebnahme der Anlage auftreten und über die die Aufsichtsbehörde im Hinblick auf den späteren Betrieb der Anlage informiert werden muss.

Einen Leitfaden für die vorzunehmenden Kategorisierungen geben die *Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse gemäß Anlage 2 der AtSMV /BUN 18/*.

Bedingt durch die im diskutierten Szenario vorliegenden Umstände ist zwischen Kategorie S und Kategorie E abzuwägen. Eine Einwirkung von innen oder außen unterliegt nicht alleine deshalb der Meldepflicht nach Kategorie E, weil unmittelbar nach Eintreten des EVI- oder EVA-Ereignisses vorsorglich oder nur zur Ermittlung von Ursachen und Anlagenzustand die Anlage oder Teilanlage abgeschaltet wird. Die Meldepflicht nach Kategorie E beginnt dann, wenn hinreichend genau erkennbar wird (z. B. aufgrund des festgestellten Schadensausmaßes, hier der Ölbrand der Schleifmaschine mit Zerstörung der Abluftmembran), dass der Betrieb der Anlage oder Teilanlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann.

Bedingt durch den begrenzten Charakter und dem korrekten Ablauf der Schutzeinrichtungen wurde hier für das Schadensszenario die Kategorie E gewählt.

Die weitere numerische Unterklassifizierung erfolgt ebenfalls auf Basis der oben genannten Anlage 2 der AtSMV. Die nachfolgende Aufzählung gibt Aufschluss über die weitere Unterteilung eines Ereignisses mit seinen ersten beiden Kennziffern.

1. Radiologie und Strahlenschutz

- 1.1. Ableitung radioaktiver Stoffe

- 1.2. Freisetzung radioaktiver Stoffe

- 1.3. Kontamination

- 1.4. Verschleppung radioaktiver Stoffe

2. Anlagentechnik und Betrieb

2.1. Funktionsstörungen, Schäden und Ausfälle in sicherheitstechnisch wichtigen Systemen oder Anlagenteilen

2.2. Schäden oder Leckagen an Rohrleitungen oder Behältern sicherheitstechnisch wichtiger Systeme

3. Einwirkung von außen und anlageninterne Ereignisse

3.1. Einwirkungen von außen

3.2. Anlageninterne Ereignisse

Gemäß dem Schadensablauf ist hier die Detaillierung 3.2 relevant.

Zur Festlegung der dritten Ordnungszahl wurde gemäß Anlage 2 der Unterpunkt 1, also E. 3.2.1 identifiziert. Dieser lautet nach Anlage 2 *der AtSMV*:

E 3.2.1 Anlageninterner Brand, anlageninterne Explosion, heftige chemische Reaktion, Überflutung, der Absturz einer schweren Last oder eine sonstige Entwicklung von innen, sofern der Betrieb der Anlage oder der Teilanlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann.

Damit wurde dieses generische Ereignis als E 3.2.1 eingestuft.

3.5.2 Kennwerte

Als Kennwert der Schleifmaschine wird im Nennbetrieb ein Schleifabrieb von ca. 50g/min bei einem korrespondierenden Wasserdurchsatz von ca. 5 dm³/min angenommen. Im Rohrleitungs-Pumpsystem bis zur Zentrifuge kann sich ein Schleifabrieb-, bzw. Urantioxidinventar von bis zu 12g ansammeln. Bedingt durch das geodätische Gefälle von der Schleifmaschine zur Zentrifuge ist keine Rückströmung in diesen Bereich zu erwarten und somit nur für mögliche, hier in diesem Rahmen nicht durchgeführte Kritikalitätsbetrachtungen von Relevanz. Integral wurde vorzugsweise auf eine schnelle Wasserwiederaufbereitung anstelle eines hohen Wasserinventars geachtet. Eine Wasserergänzung erfolgt aufgrund der geringen Verlustmengen im Schleifbetrieb in der Regel nur vor Start einer neuen Bearbeitungscharge.

Das im Getriebe befindliche Ölinventar wird kontinuierlich überwacht und wird mit 2 dm³ angenommen. Der Behälter der Ölvorlage welcher u. a. auch zur Kühlung dient, verfügt über ein Reservoir von 4 dm³, die über eine Zu- und Ablaufleitung kontinuierlich durch die Getriebeeinheit umgewälzt werden. Die fördernde Getriebeöl-Umwälzpumpe sitzt dabei in der Zuführungsleitung zum Getriebe. Die Leistungsaufnahme der Pumpe liegt bei 300 Watt. Dies ist primär der diffusen Öleinspritzung über Düsenstrukturen ins Getriebe und somit einem benötigten hohen Vordruck in der Ölzuleitung geschuldet.

3.5.3 What-If Analyse

Die *What-If* Analysetechnik (WIFT) bzw. Analysemethode (zu Deutsch „Was-Wenn-Analyse-methode“) gehört zu der Klasse der Brainstorming-basierten Vorgehensweisen und ist eine Methode zur Analyse von potentiellen Risiken durch die Anwendung von zielorientierten Fragen zu Störungen, Auswirkungen und Gegenmaßnahmen bei einem System, wie zum Beispiel: *Was passiert, wenn die Maschine bzw. die betrachtete Funktionseinheit nicht dem Sollzustand entspricht?* /PRE 17/. Mit dieser Fragetechnik werden die Maschinen, Systeme, Subsysteme bzw. Funktionen nacheinander durchleuchtet, um letztendlich einerseits den vordefinierten Systemumfang abzudecken, andererseits die als Arbeitsergebnis angestrebte qualitative Risikomatrix erstellen zu können. Im Gegensatz zu anderen Analyseansätzen gibt es bei der *What-If* Vorgehensweise keine fest vorgegebene Struktur. Sie ist somit offen für jegliche Brainstorming-Variante bzw. auch Abwandlungen. Die *What-If* Analyse ist nicht zur Aufdeckung von Mehrfachfehlern geeignet.

Der Ablauf der Analyse entspricht der Abfolge im Prozess mit insgesamt drei Fragen, beginnend mit Frage 1: *Welche Störung, bzw. Abweichung vom Soll-Zustand, kann auftreten?* Auf Basis der Antwort auf diese Frage wird im Folgenden als Frage 2 nach *möglichen Auswirkungen zu den zugehörigen Abweichungen* gefragt. Je nach Aufgabenbeschreibung und Zielsetzung bzw. Analysetiefe kann hier auch eine qualitative Risikoeinschätzung vorgenommen werden. Mit der dritten Frage: *Welche Gegenmaßnahmen sind dazu möglich?* soll eine Abhilfestrategie aufgezeigt werden. Die Fragen können sich dabei nicht nur auf den (evtl. automatisierten bzw. teilautomatisierten) Prozess an sich, sondern auch auf mögliche Fehlbedienungen (manuelle Eingriffe) oder sonstige, mögliche Interaktionen beziehen.

Ein möglicher Aufbau einer Ergebnistabelle einer What-If Analyse ist eine Tabelle, die die folgenden typischen Inhaltspunkte enthält:

- Benennung des Prozessschrittes der sequenziellen, stringenten Abarbeitung der Prozessabfolge des Systems;
- What-If Frage nach möglichen Abweichungen bei dem zugehörigen Prozessschritt;
- Auswirkungsbeschreibung bei der betroffenen Abweichung und je nach Vorgabe eine qualitative, verbale, Risikoeinschätzung;
- vorgeschriebene/mögliche Maßnahme beim Eintreten der Auswirkung, wobei hier nach Möglichkeit auch zwischen verschiedenen Arten wie betriebliche oder sicherheitstechnische Maßnahmen etc. unterschieden werden kann/sollte;
- anzuratende/mögliche Maßnahmen, um die ungewollte Auswirkung zu unterbinden/zu begrenzen. Je nach Aufgabe und Situation sollte nach der Möglichkeit der Bereitstellung von vorgefertigten What-If Fragen als Analyseunterstützung, hinsichtlich einer voll umfänglichen Hinterfragung des Prozessschrittes, gesucht werden.

Bei einer erweiterten Umsetzung von klaren Strukturierungen der What-If Technik, z. B. angefangen von einer systematischen Systembetrachtung bis hin zur zu erstellenden, dann auch systematisch aufgebauten Risikomatrix, wird auch von einer *Strukturierten What-If Analysetechnik* (SWIFT) gesprochen. Sowohl bei der What-If als auch bei der SWIFT-Analyse ist die Qualität des Ergebnisses maßgeblich von dem Wissen und Handeln der daran beteiligten Personen abhängig, sodass hier der Einsatz von Personen mit praktischen Erfahrungen sowie fundiertem Hintergrundwissen eine essenzielle Grundvoraussetzung dafür ist, einerseits die zu erfragenden Auswirkungen und Risiken, und andererseits mögliche Abhilfemaßnahmen qualifiziert benennen zu können.

Diese Analysen werden vor allem als ein erster orientierender Einstieg vor der Durchführung formalisierter Risikobeurteilungsmethoden gesehen, um bereits hier mögliche relevante Schwerpunkte zu identifizieren. Ein Vorteil dieser beiden Methoden WIFT und SWIFT ist, dass bereits in der Entwicklungsphase oder bei neuen Funktionen relativ schnell erste Ergebnisse gefunden werden können. Der Nachteil liegt darin, dass die Betrachtung tendenziell oberflächlich und sehr selten voll umfänglich ist. Die SWIFT-Methode ist ursprünglich als eine vereinfachte Methode zur HAZOP (Hazard and

Operability Study, siehe Kapitel 3.5.4) Systemanalyse entwickelt worden. SWIFT bietet einen breiteren Anwendungsbereich, hat jedoch im Vergleich zu HAZOP einen geringeren Detaillierungsgrad.

Neben der Auswahl der zu betrachtenden Einheit sowie der vorgegebenen Zielsetzung, der beteiligten Personen und des zeitlichen Rahmens sind aus operativer Sicht die sogenannten Kategorien zu bestimmen. Eine Kategorie entspricht dabei im allgemeinen Fall einem prozessbezogenen oder einem komponentenbezogenen Schlagwort, welches ein Problem bzw. dazu mögliche Fehlerursachen beschreibt und eine eigene Spalte in der zu erstellenden Risikomatrix bekommt. Um am Ende der Betrachtung diese Risikomatrix strukturiert erstellen zu können, sollten daher bereits zu Beginn des Brainstorming-Prozesses die Kategorien aufgestellt werden. Insgesamt besteht die Risikomatrix aus den Spalten *Kategorie*, *Auswirkung*, *Maßnahmen* und *Empfehlungen*. Wichtig ist dabei die konstante Beibehaltung der zuvor ausgewählten Frage, wie z. B.: *Was wäre, wenn*. Der Detaillierungsgrad der Kategorie bestimmt dabei die Anzahl der möglichen weiteren What-If Einträge und umgekehrt.

Von der SWIFT-Analyse gibt es wiederum verschiedene Varianten, wie z. B. die Analyse nach Haferkamp-Jäger, bei der potenzielle generelle Gefahren ähnlich der SWIFT-Kategorien bereits vordefiniert sind /PRE 17/. Die Hauptunterscheidung erfolgt dabei nach generell betrieblichen und generell außerbetrieblichen Gefahrenquellen. Bei den betrieblichen Gefahrenquellen ist wiederum zwischen anlagenbezogenen Gefahrenquellen (z. B. Rohrleitungsbruch als eine Gefahr, die aus der Anlage selbst heraus entsteht) sowie den ereignisbezogenen Gefahrenquellen (z. B. Explosion eines Betriebsstoffes als Ereignis, das wiederum auf die Anlage einwirkt) zu unterscheiden. Bei den generellen außerbetrieblichen Gefahrenquellen sind Punkte wie: Beschädigung der Anlage hinsichtlich ihres Aufbaus, eine Einwirkung von Wärmeenergie durch feste Teile etc. gelistet und entsprechend den Vorgaben sequenziell abzarbeiten.

Im Folgenden werden die ersten drei Teilfunktionseinheiten des Gesamtprozesses *Pelletschleifen*, nämlich *Auskippen Pellets* aus dem zufördernden Transportbehältnis, auch basierend auf seiner Form, Transportschiffchen genannt, *Einreihen Pellets* und *Zufördern Pellets* zur Schleifmaschine betrachtet, siehe Abb. 3.4.



Abb. 3.4 Die ersten drei Funktionseinheiten des betrachteten, generischen Gesamtprozesses *Pelletschleifen*

Für diese Teilfunktionseinheiten ist in den Tab. 3.2 bis Tab. 3.4 beispielhaft und in knapper Form die Anwendung der SWIFT-Methode (als strukturierte What-If Abfrage) dargestellt. Als eine der vielen dabei geltenden Randbedingungen sei ebenfalls beispielhaft das chargenmäßige Abarbeiten der Pellets genannt. Das bedeutet, dass erst nach Abschluss der Bearbeitung der Pellets aus dem aktuellen Transportschiffchen die Anforderung der nächsten Charge erfolgen kann und somit Überfüllungsszenarien der Anlage ausgeschlossen werden. Damit ist eine Überfüllung eines stehenden Teilprozesses durch die weitere Anlieferung von Pellets via Transportschiffchen (*double batching*) ausgeschlossen. Die Spalte *Maßnahmen* ist dabei nur dann ausgefüllt, wenn bei der Auswirkung implizit ein gewisses Risiko gesehen wird. Der Ausdruck *Maßnahme* ist dabei sehr allgemein gehalten. Theoretisch können dies technische und / oder organisatorische Maßnahmen sein. Wenn es sonst keine weiteren Vorgaben gibt, ist jedoch den technischen Maßnahmen im Allgemeinen der Vorzug vor organisatorischen Maßnahmen zu geben. Besonders in diesem Fall, da mit dem Einsatz von Handlungsanweisungen gearbeitet wird.

Tab. 3.2 What-If Abfragen zu der generischen Funktionseinheit *Auskippen Pellets*

Kategorie	What-If	Auswirkung	Maßnahme	Empfehlung
Fehlfunktion	Ausfall Motor	keine Aktorik ¹ , Prozess bleibt unkritisch stehen	--	--
	nicht korrekte Positionierung Transportschiff- chen	Prozess steht, unkritisch da Entriegelungs- mechanismus das Auskippen nicht frei gibt	--	--
Abweichung des Prozesses vom Normalbe- trieb	Verklemmung Motor / Mecha- nik der Aktorik	Prozess steht, unkritisch, auf- treten Überhit- zung, Zwangs- kräfte	Auslegung Komponenten	Motor kurz- schlussfest, Mechanik für max. auftre- tende Kräfte auslegen
	Unvollständige Entladung Transportschiff- chen, Gewicht	Keine kritische Prozessauswir- kung	--	--
Ausfall Be- triebsmittel	Stromausfall	keine Aktorik, Prozess bleibt unkritisch stehen	--	--
Brandschutz	Aufbringen Zündenergie	Überhitzung Motor	Auslegung Komponenten	Motor kurz- schlussfest auslegen
	Menge Brand- last	Minimal, da kaum Brandlast	--	--

1 Aktorik umfasst die Erzeugung von Bewegung oder Verformung

Tab. 3.3 What-If Abfragen zu der Funktionseinheit *Einreihen Pellets*

Kategorie	What-If	Auswirkung	Maßnahme	Empfehlung
Fehlfunktion	Ausfall Motor	keine Aktorik, Prozess bleibt unkritisch stehen	--	--
Abweichung des Prozesses vom Normalbetrieb	Verklebung Motor / Mechanik der Aktorik	Prozess steht unkritisch, auftreten Überhitzung, Zwangskräfte	Auslegung Komponenten	Motor kurzschlussfest, Mechanik für max. auftretende Kräfte auslegen
Ausfall Betriebsmittel	Stromausfall	keine Aktorik, Prozess bleibt unkritisch stehen	--	--
Brandschutz	Aufbringen Zündenergie	Überhitzung Motor	Auslegung Komponenten	Motor kurzschlussfest
	Menge Brandlast	Minimal, da kaum Brandlast	--	--

Tab. 3.4 What-If Abfragen zu der Funktionseinheit *Zufördern Pellets*

Kategorie	What-If	Auswirkung	Maßnahme	Empfehlung
Fehlfunktion	Ausfall Motor	keine Aktorik, Prozess bleibt unkritisch stehen	--	--
Abweichung des Prozesses vom Normalbetrieb	Verklemmung Motor / Mechanik der Aktorik	Prozess steht unkritisch, auftreten Überhitzung, Zwangskräfte	Auslegung Komponenten	Motor kurzschlussfest, Mechanik für max. auftretende Kräfte auslegen
Ausfall Betriebsmittel	Stromausfall	keine Aktorik, Prozess bleibt unkritisch stehen	--	--
Brandschutz	Aufbringen Zündenergie	Überhitzung Motor	Auslegung Komponenten	Motor kurzschlussfest
	Minimal, da kaum Brandlast	Minimal, da kaum Brandlast	--	--

Wie zuvor in der Beschreibung von What-If ausgeführt, stellt die What-If Analyse letztendlich eine Untermenge einer HAZOP-Analyse dar. Da die Schleifstation im folgenden Kapitel mit all ihren Funktionsblöcken inklusive der infrastrukturellen Hilfssysteme in Form einer HAZOP-Analyse betrachtet wird, wird zur Vermeidung von Wiederholungen hier auf die weitere Betrachtung nach der What-If Analyse der weiteren Komponenten bzw. Funktionsblöcke des Gesamtsystems *Pelletschleifen* verzichtet.

3.5.4 Hazard and Operability Analyse

Im folgenden Kapitel wird zunächst die Vorgehensweise bei einer *Hazard and Operability Study* (HAZOP-Systemanalyse) kurz beschrieben und anschließend am Beispiel der *Schleifstation Pellets*, exemplarisch aufgezeigt.

3.5.4.1 Beschreibung der HAZOP-Systemanalyse

Bei der HAZOP-Systemanalyse handelt es sich um eine Technik der Risiko- und Funktions-Problemidentifizierung mit der Zielsetzung, die Auswirkungen von Abweichungen vom Entwurfsziel aufzuzeigen. Hierzu sollen Risiken bzw. Funktionsprobleme, die von Einzel- oder Untersystemen durch eine nicht ordnungsgemäße Funktion ausgehen können, durch ein systematisches Hinterfragen aufgedeckt werden. Somit ist auch die Namensgebung auf die beiden Kernbegriffe *Hazard für Risiko und Operability* für die umgesetzte bzw. auszuführende Funktion zu verstehen. Eine Weiterentwicklung ist, dass HAZOP-Analysen heute auch auf diskontinuierliche Prozesse angewendet werden. Mittlerweile ist das HAZOP-Verfahren in der Norm IEC-61882, 2016 /DIN 16b/ beschrieben und definiert. In Deutschland hat sich diese Methode auch unter der Bezeichnung PAAG (Prognose, Auffinden der Ursache, Abschätzen der Auswirkungen, Gegenmaßnahmen) etabliert. Im Vergleich zu anderen Analysen, z. B. der What-If Analyse, bietet die HAZOP-Vorgehensweise einen weitaus höheren Detaillierungsgrad.

Als Weiterentwicklung von HAZOP ist zu beobachten, dass zunehmend eine grobe Quantifizierung mit einfachen Klassifizierungsworten von Risikostufen, z. B. nach erwarteter Häufigkeit und Schwere des Ereignisses, angewendet werden.

Der Ablauf der HAZOP-Analyse an sich, erfolgt nach IEC 61882 in den vier vorgegebenen Aufgabenblöcken /DIN 16b/:

- Festlegungen,
- Vorbereitungen,
- Untersuchungen,
- Dokumentation und Folgeaktivitäten.

Im Aufgabenblock *Festlegungen* erfolgen die grundlegenden Vorbereitungen. Das Thema *Untersuchung* besteht aus der Unterteilung des Systems in Subsysteme, Auswahl von Subsystemen bzw. Funktionsblöcken, Bestimmung deren Zweck und Ziel, Identifizierung von Abweichungen mit Leitwörtern, Bestimmung deren Ursachen und Folgen, sowie Festlegung von Maßnahmen und Aktionen. Im letzten Arbeitsblock *Dokumentation und Folgeaktivitäten* werden die Ergebnisse aufgezeichnet, Aktionen nachverfolgt, Nachuntersuchungen durchgeführt, sowie der Abschlussbericht erstellt.

Das zentrale Moment dieser Methode ist das Hinterfragen von Eigenschaften bzw. die Untersuchung von Parameterabweichungen vom Sollwert bzw. von Abweichungen vom Entwurfsziel des Systems, auf die bereits weiter oben erwähnten Leitworte. Diese sollen für möglichst alle Abweichungen stehen. Bei Bedarf können spezielle, zusätzlich über die Norm hinausgehende Leitworte eigenständig definiert werden. Voraussetzung dafür ist, dass die Eigenschaft des Leitwortes eindeutig festgelegt und dokumentiert wird, wie beispielhaft in nachfolgender Tab. 3.5 gezeigt wird. Der Detaillierungsgrad der Unterteilung des Systems in Subsysteme oder Funktionsblöcke ist dabei abhängig von der gewünschten Betrachtungstiefe. Diese ist in der Regel selbst wiederum eine Funktion des erwarteten Risikos.

Tab. 3.5 Auswahl von in der Norm IEC 61882 gelisteten Leitworten nach /DIN 16b/

Leitworte (IEC61882)	Erklärung
nein, nicht	Sollverhalten tritt nicht ein
mehr	qualitativer Zuwachs der Größe, zu viel
weniger	qualitative Abnahme der Größe, zu wenig
sowohl als auch	zusätzliche Ereignisse zum Soll-Verhalten
teilweise	Soll-Verhalten nur unvollständig erreicht
Umkehrung	gegenteiliges Verhalten zur Soll-Funktion
anders als	etwas anderes als das Soll-Verhalten
früher/später	Soll-Verhalten tritt zu früherem/späterem Zeitpunkt ein
zuvor/danach	Soll-Verhalten in anderer Reihenfolge oder zum Ablauf
schneller/langsamer	nicht erwartete Änderung der Ablauf-/Ausführungsgeschwindigkeit

Die Untersuchung, basierend auf möglichst detaillierten Systeminformationen, ist dabei ein kreativer Prozess von den für die betrachteten Systeme/Subsysteme/Funktionsblöcke ausgewiesenen Spezialisten, die unter der Führung eines Moderators stehen. Die Qualität der Ergebnisse hängt dabei im wesentlichen Maße von der Qualität der Systembeschreibung, der Mitwirkenden und deren Kreativität, inklusiver der Qualität der Dokumentation ab. Die dabei erarbeiteten Maßnahmen zur Risikobehandlung, die in der Regel auf einer qualitativen Risikoeinschätzung durch die Beteiligten fußen, sind nicht das originäre Ziel einer HAZOP-Betrachtung, sollten aber, da diese auf entsprechendes Expertenwissen basieren, als wichtige Empfehlungen betrachtet werden.

Allgemein können HAZOP-Studien jeweils zu den unterschiedlichsten Systemlebens- bzw. Systemzyklusphasen wie Konzept-, Entwicklungs-, Umsetzungs- Nutzungs-, Optimierung- und Stilllegungsphase mit ihren jeweiligen Besonderheiten durchgeführt werden. Bei der Untersuchungsreihenfolge kann auch typischerweise nach der Reihenfolge *Eigenschaften/Parameter zuerst* oder *Leitwort zuerst* gewählt werden. Der Grad der Unterteilung der Gesamtanlage in bearbeitbare Systeme wie Subsysteme oder Funktionseinheiten etc., richtet sich in der Regel nach ihrer Komplexität, den zu erwartenden Gefahren- bzw. Risikopotentialen, aber auch nach der Kompetenz und den Erfahrungen der Mitglieder der HAZOP-Gruppe.

Typische HAZOP-Studienergebnisse sind die Tabellen der ermittelten Risiken und Betriebsprobleme. Diese beinhalten auch die verwendeten Leitworte und Eigenschaften bzw. Parameter für die Art der Aufdeckung, möglich getätigte Vermerke in den Entwurfs- bzw. Systemunterlagen, die möglichen Abhilfemaßnahmen mit ihren Empfehlungen wie z. B. für konkrete risikoärmere Techniken bzw. Arten zur systemtechnischen oder betriebstechnischen Risikoabwehr. Werden zur Risikominimierung typische elektronische Monitoring-Systeme eingesetzt, ist wiederum deren Qualität in Abhängigkeit des betrachteten Risikos bzw. der Risikostufe zu berücksichtigen. Es sei erwähnt, dass Risikominimierungsmaßnahmen nicht nur technischer, sondern auch administrativer Art sein können, wobei speziell passive technische Maßnahmen zu bevorzugen sind. Wichtig ist zudem, die durchgeführten Teamsitzungen der HAZOP-Gruppe mit ihren Ergebnissen und möglichen Anmerkungen, inklusive der beteiligten Personen, adäquat aufzuzeichnen und zu archivieren.

3.5.4.2 HAZOP Methode an dem generischen Beispiel des Schleifens von Pellets

Gemäß den vorherigen Kapiteln wurde das System *Pelletschleifen* für die beispielhafte Anwendung von verschiedenen Risikoanalysen ausgewählt. Die Zielsetzung ist die Aufdeckung besonders risikobehafteter Prozessschritte bzw. Szenarien durch Betrachtung möglicher Abweichungen vom Sollzustand bei deren Bearbeitung.

Das *Pelletschleifen* befindet sich in einem eigenen Raum, der zwischen der Pelletsortierung und der Pelletrocknung liegt. Eine wichtige Randbedingung ist, dass bei der nicht kontinuierlichen Zuführung von Pellets zu den Schleifscheiben der Maschine kein risikobehafteter Zustand eintreten kann. Zur Sicherstellung einer kontinuierlichen, sequenziellen Bearbeitung handelt es sich dann mehr um eine Frage

der Wirtschaftlichkeit als um eine Risikobetrachtung. Da zu der Risikoanalyse nicht nur das im Raum installierte Schleifsystem, sondern auch die damit interagierenden Rauminfrastruktursysteme wie die Kontrolle der Raumabluft durch eine Brandschutzklappe und die vorhandene Raumabluft-Vorfilterung gehören, sind diese in die Betrachtung mit einzubeziehen. Abb. 3.5 oben zeigt die bereits in Funktionseinheiten untergliederte Schleifstation als vereinfachte Systemdarstellung mit den ihr spezifischen Prozessparametern bzw. Systemgrößen. In Abb. 3.5 sind die Subsysteme bzw. Funktionseinheiten der Rauminfrastruktur dargestellt, ebenfalls als vereinfachte Systemdarstellung.

Hinsichtlich einer festzulegenden Grobklassifizierung der Risikostufe einer Auswirkung wurden vier Stufen festgelegt: gering, mäßig, bedeutend und extrem. Der Begriff Risikostufe ist dabei nach DIN EN 61882 als die Größe eines Risikos oder Kombinationen von Risiken ausgedrückt in Begriffen zu verstehen und als Verbindung der beiden Größen Folgen und deren Auftretenswahrscheinlichkeit /DIN 16b/ zu sehen. Für das mögliche häufigkeitsmäßige Eintreten wurden ebenfalls vier Stufen festgelegt: sehr selten, selten, mäßig und oft. Die Bezeichnung der Art der Auswirkung wurde aus dem vorherrschenden Umstand festgelegt, wie z. B. mechanisch, elektrisch, Fluid, Kontamination, Moderation, exotherm, Entsorgung, Rauch, Brandlast etc. In der Spalte *Maßnahme, die das Risiko minimiert*, ist das Wort Risiko nach dieser Definition als *ein Effekt der Unsicherheit, bezogen auf das Ziel* zu verstehen.

Die betrachtete generische Schleifstation wurde in sieben Funktionseinheiten mit der jeweiligen Sollfunktion als Name unterteilt. Die Hauptkomponente Schleifstation wurde mit römisch eins (I) bezeichnet, die einzelnen darin enthaltenen Funktionseinheiten mit arabischen Ziffern von 1 bis 7 (I-1/7 – I-7/7) nummeriert. Die beiden besonderen infrastrukturellen Funktionseinheiten wurden als weitere Hauptkomponente mit römisch zwei (II) nummeriert. Die darin enthaltene Raumabluft-Vorfilterung wurde mit II-1/2 und die Brandschutzklappe im Schleifraum mit II-2/2 und ebenfalls nach ihrer Funktion/Sollfunktion benannt.

In Abb. 3.5 sind die Funktionseinheiten ihrer Reihe entsprechend aufgeführt. Unterhalb des Sollfunktionsnamens folgen die relevanten Prozessparameter eines jeden Funktionsblocks, auf die dann die Leitworte angewendet werden. Es sei nochmals darauf hingewiesen, dass das Wort Parameter hier stellenweise als sehr weitgefasst zu verstehen ist. Zum Beispiel ist hier unter *Aktorik* die der Sollfunktion entsprechende korrekte Bewegung der Maschinenteile sowie des zu bewegenden Materials zu verstehen.

Als besondere weitere Beispiele seien die Parameter *Schleifwasser Zufluss* d. h. der für eine der Sollfunktion entsprechend korrekte Zufluss von Schleifwasser sowie der Parameter *Schleifscheibe* erwähnt, der für einen intakten, der Sollfunktion entsprechenden Zustand der Schleifscheibe steht. Die Verarbeitung der Pelletchargen erfolgt diskontinuierlich, d. h. erst nach der Abarbeitung und Abführung des gesamten Materials der aktuellen Charge kann die Anlieferung einer neuen Charge per Transportschiffchen erfolgen. Somit ist eine Überfüllung eines stehenden Teilprozesses durch die weitere Anlieferung von Pellets via Transportschiffchen ausgeschlossen.

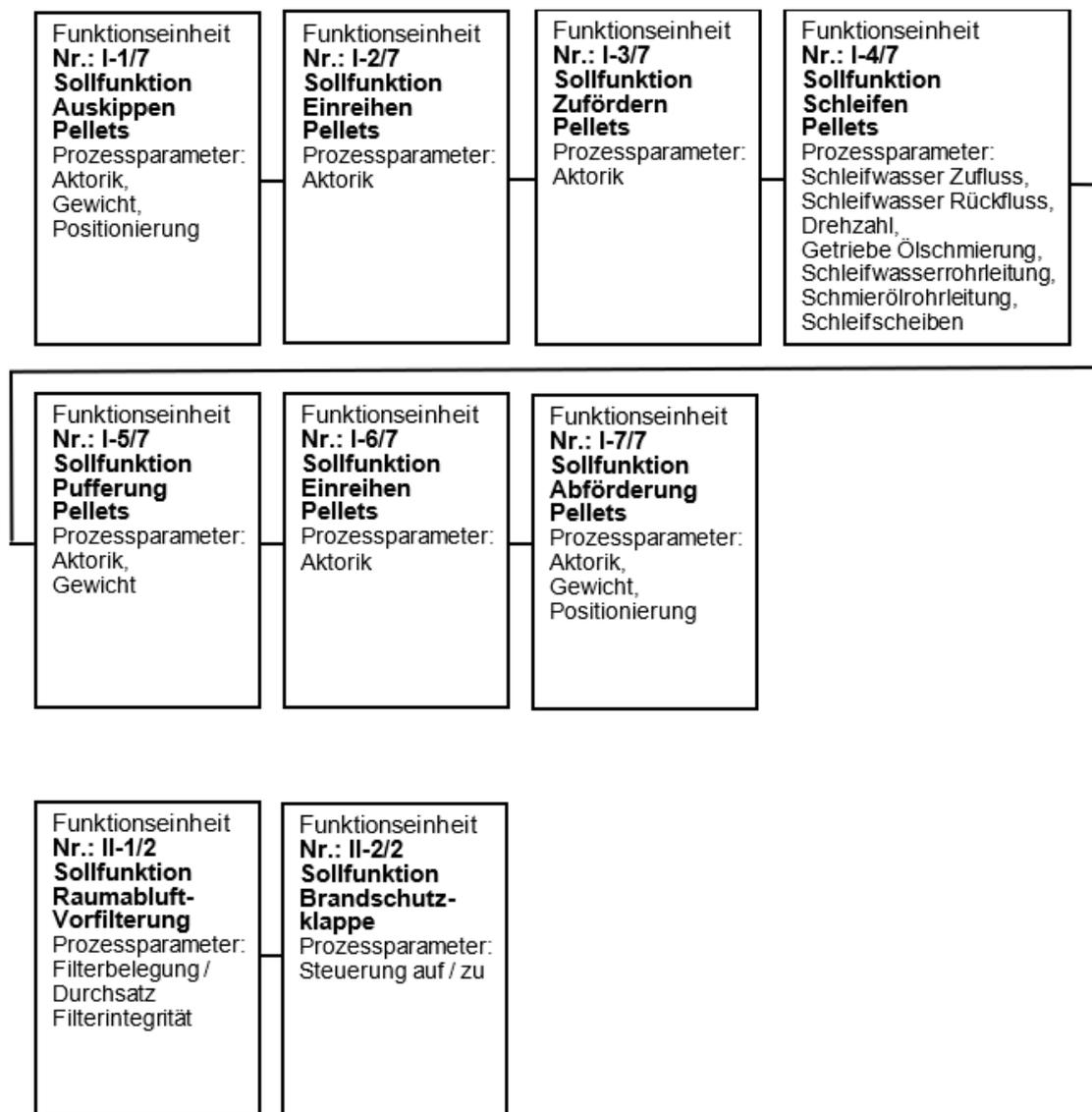


Abb. 3.5 Vereinfachte Systemdarstellung der Schleifstation und der zugehörigen infrastrukturellen Systeme und Funktionseinheiten

Im nächsten Schritt erfolgt die Prüfung von Leitworten auf die Parameter. Im aktuellen generischen Beispiel zum *Schleifen der Pellets* wurden Leitworte, die keine oder keine zusätzlichen Erkenntnisse bringen, zur Erhöhung der Übersichtlichkeit nicht in der Tabelle aufgeführt.

Bei der Wahl der Vorgehensweise ist auch prinzipiell zwischen den beiden Möglichkeiten der Auflistung aller, auch nicht besetzter Leitworte und der Variante zu unterscheiden, bei der nur Leitworte aufgelistet werden die einen Beitrag leisten. Werden alle Leitworte aufgeführt, kann dies als Nachweis dienen, dass alle gelisteten Fälle betrachtet wurden. Allerdings verschlechtern Matrixelemente, die keine neue Information bringen, die Übersichtlichkeit und unter Umständen wird durch eine reduzierte Übersichtlichkeit die Akzeptanz bzw. schlimmstenfalls die Qualität des HAZOP-Ergebnisses reduziert.

Die Tab. 3.6 bis Tab. 3.14 zeigen spezifisch für die einzelnen Funktionseinheiten die Leitwort-Abfragen zu den gelisteten Sollparametern sowie im Weiteren auch die Maßnahmen, deren Umsetzung das Risiko minimieren.

Dies wird textlich zunächst exemplarisch an der Funktionseinheit I-1/7 *Auskippen der Pellets aus dem Transportschiffchen* mit der Sollfunktion *Vorstufe Zuführung Material zum Schleifprozess* beschrieben. Zur Erhöhung der Übersichtlichkeit bzw. des Auffindens erhält jede mögliche Ursache auf eine Leitwortabfrage innerhalb der betrachteten Funktionseinheit eine zugewiesene Nummer. Zu diesem Funktionsblock wurden als relevante Sollfunktionen die Parameter *Aktorik* für einen korrekten Antrieb der Mechanik bzw. einer korrekten Bewegung der Pellets, der Parameter *Gewicht* für die Prüfung der Pellets auf ihr Soll-Gewicht, sowie der Parameter *Positionierung* festgelegt. Für den Parameter *Aktorik* wurde das Leitwort *kein* festgelegt, d. h. es tritt keine der Sollfunktion entsprechende *Aktorik* ein. Als mögliche Ursachen dafür ergab das Brainstorming die zwei Fälle *keine lokale Stromversorgung, Nr. 1/3-1* sowie eine *möglich mechanische Verklemmung, Nr. 1/3-2*. Für die Ursache *keine lokale Stromversorgung* erfolgte die Auswirkung *keine Materialzuförderung*, für die Ursache *mechanische Verklemmung* die Auswirkung *elektrische Kurzschlussgefahr* und *keine Materialzuförderung*. Beides wurde mit der Risikostufe *gering* und bei der Häufigkeit die Ursache für *keine lokale Stromversorgung* als *sehr selten*, bei der mechanischen Verklemmung als *selten* eingestuft. Entsprechend folgt die Dokumentation der Art für den ersten Fall als *elektrisch*, für den zweiten Fall als *mechanisch / elektrisch*.

Als nächstes erfolgt ein qualifizierter Vorschlag für eine *Maßnahme, die das Risiko minimiert*. Da bei einem lokalen Stromausfall der Zuförderungsprozess einfach stehenbleibt, und sich keine kritische Situation entwickeln kann, wird *keine Maßnahme* empfohlen. Die finale Risikostufe und Häufigkeit bleiben bei den vorherigen Werten von jeweils *gering* bzw. *selten*. Für den zweiten Pfad der mechanischen Verklemmung ergeht als Risiko minimierende Maßnahme der Abhilfeschlag die *Elektrik kurzschlussfest und die Mechanik ausreichend stabil* bei Einwirkung der maximalen Motorantriebsleistung auszuweisen. Die Verifikation der Maßnahme erfolgt dabei durch z. B. Typenvorgaben für kurzschlussfeste Motoren bzw. entsprechend dimensionierten mechanischer Komponenten, wie z. B. Antriebswellen, Kugellager etc. Der Schweregrad bleibt in diesem Fall ohne wesentliche Änderung im Design bzw. der fundamentalen Technik bei *gering*, die Häufigkeit konnte durch diese Verbesserungen von *selten* auf *sehr selten* reduziert werden.

Als zweiter Parameter wurde die *Positionierung* des Schiffchens mit dem Leitwort *anders als* aufgeführt. Hier ist zu beachten, dass bei einer falschen Positionierung des Transportschiffchens, die ein Nichterreichen der mechanischen Entriegelungsposition zur Folge hat, der Auskippprozess nicht gestartet werden kann. Die Auswirkung davon wäre, dass das System anhält und *keine Materialzuföderung* stattfindet. Die Risikostufe wurde mit der untersten Stufe als *gering* und die Häufigkeit mit der zweitniedrigsten Stufe als *selten* gelistet. Dementsprechend sind keine weiteren Maßnahmen zur Risikominimierung notwendig.

Als dritter Parameter wurde die Größe *Gewicht*, und als abzuprüfendes Leitwort *anders als* vom Sollwert festgelegt, d. h. eine mögliche nach oben oder unten abweichende Größe der Gesamtbeladung des Transportschiffchens. Als mögliche Ursache kann hier in dem gewählten generischen Prozess lediglich eine *unvollständige Entladung* des Transportschiffchens vorliegen. Dies hat jedoch auf den hier betrachteten Prozessablauf keine Relevanz. Die Risikostufe wurde als *gering* eingestuft und die Häufigkeit des Auftretens konservativer Weise als *selten*. Die Beschreibung der Art ist dem Charakter entsprechend als *mechanisch* einzustufen. Da es keinen Grund für das Ergreifen von *Maßnahmen, zur Minimierung des Risikos* gibt, verändern sich die beiden letzten Spalten *Schweregrad* und *Häufigkeit* nicht.

Die Funktionseinheiten I-2/7 *Einreihen Pellets* und I-3/7 *Zufördern Pellets* ähneln der gerade beschriebenen Funktionseinheit I-1/7 und sollen daher nicht weiter ausgeführt werden. Die Parameter *Abprüfungen, Ursachen, Auswirkung* etc. sind in Tab. 3.7 und Tab. 3.8 aufgeführt.

Zu der Funktionseinheit I-4/7 *Schleifen Pellets*, wurden für die Abweichungen auf Soll-Parameter die sieben Größen *Schleifwasser Zufluss, Schleifwasser Rückfluss, Schleifwasser Förderrohrleitung, Drehzahl, Getriebe Ölschmierung, Ölförderrohrleitung* und *Schleifscheibe* gelistet, wobei hier die Größe *Schleifwasser Zufluss* auf zwei Leitworte abzuprüfen ist. Bei *Schleifwasser Zufluss* wird auf das Leitwort *weniger* fokussiert, was bei den Ursachen *keine pumpenspezifische Stromversorgung, Nr. 1/8-1, Ausfall Pumpe, Nr. 1/8-2, Verstopfung Rohrleitungssystem, Nr. 1/8-3* und *kein Wasservorrat, Nr. 1/8-4* jeweils in der Auswirkung einer *erhöhten Kontaminationsgefahr durch mangelnde Schleifstaubbindung* der Pellets mündet. Alle diese vier Szenarien wurden mit der Risikostufe *mäßig* und in der Häufigkeit als *selten* bewertet, abgesehen von der *Verstopfung Rohrleitungssystem*, die mit *mäßig* bewertet wurde. Als *Art* wurde in allen vier Fällen *Kontamination* angegeben. Für alle vier Szenarien wurde eine *Maßnahme, die das Risiko minimiert* vorgeschlagen. Dadurch konnten durch die individuellen Maßnahmen die erwartete Häufigkeit durchgängig auf *sehr selten* reduziert werden. Bei dem zweiten Leitwort *mehr* hinsichtlich des *Schleifwasser Zufluss, Nr. 2/8-1* ist auf die Ursache *ungeregelter Zufluss* mit einer *möglichen Moderationserhöhung* als Auswirkung, einer Risikostufe *bedeutend* und einer Häufigkeit als *selten* in der *Art Moderation* fokussiert. Als *Maßnahme, die das Risiko minimiert*, wurde eine *Mengenbegrenzung ohne automatische Nachfüllung, d. h. nur manuelle Nachfüllung* vorgeschlagen und technisch sowie administrativ durch eine Betriebsanweisung festgeschrieben, wodurch sich die erwartete Häufigkeit auf die niedrigste Stufe auf *sehr selten* reduziert.

Beim *Schleifwasser Rückfluss* wurde auf das Leitwort *weniger* hinsichtlich eines mangelnden Abflusses bzw. in der Konsequenz auf eine lokale Mengenkumulierung anderorts durch eine *Verstopfung des Rohrleitungssystems* mit der Auswirkung *mögliche Moderationserhöhung, Nr. 3/8-1*, bei einer Risikostufe *bedeutend* und der Häufigkeit *selten*, der *Art Moderation* fokussiert. Als *Maßnahme, die das Risiko verringert*, wurde eine *konstruktive Optimierung der Rohrausführung und Monitoring* vorgeschlagen und durch eine *Optimierung der Rohrdimension sowie seiner Innenbeschichtung inkl. Monitoring* umgesetzt, wodurch sich die erwartete Häufigkeit auf *sehr selten* reduziert.

Bei der Betrachtung des Systemparameters *Schleifwasserförderrohrleitung* wurde das Leitwort *nicht* zugeordnet, das dann in der Konsequenz als mögliche Ursache *Leckage* und den beiden möglichen Auswirkungen *erhöhte Kontamination durch mangelnde Schleifstaubbinding*, Nr. 4/8-1, Risikostufe *mäßig*, Häufigkeit *selten*, Art *Kontamination* bzw. je nach Ort der Leckage in eine *mögliche Moderationserhöhung*, Nr. 4/8-2, Risikostufe *bedeutend*, Häufigkeit *selten*, Art *Moderation* mündet. Beim ersten Fall (Nr. 4/8-1) wurde als Maßnahme, die das Risiko verringert, eine *Förderüberwachung* umgesetzt durch ein *Monitoring* mit der Risikostufe *mäßig* und der Häufigkeit *sehr selten*. Bei dem zweiten Fall (Nr. 4/8-2) wurde als Maßnahme, die das Risiko minimiert, eine *Überwachung auf eine Mindestmenge sowie einen Fußboden mit Gefälle für einen eindeutig definierten Ablauf* festgelegt, sodass die Häufigkeitsstufe auf den geringsten Wert, d. h. *sehr selten*, eingestuft werden konnte.

Als nächster Parameter wurde *Drehzahl* mit dem Leitwort *nein* und den beiden möglichen Ursachen *keine Stromversorgung Antrieb*, Nr. 5/8-1 und *Ausfall Motor*, Nr. 5/8-2 betrachtet. Die Auswirkung ist jeweils *Schleifprozess steht unkritisch*, mit der Risikostufe *gering*. Bei der Ursache *keine Stromversorgung* wurde die Häufigkeit auf *sehr selten*, bei der Ursache *Ausfall Motor* auf *selten* gesetzt. Die Art ist jeweils *elektrisch*. Da die Auswirkung *Schleifprozess steht* als unkritisch zu sehen ist und auch hier keine weitere Zuförderung erfolgen kann, wurden keine Maßnahmen zur Risikominimierung gelistet.

Für den Parameter *Getriebe, Ölschmierung* erfolgt eine Prüfung auf das Leitwort *nicht* mit den möglichen Ursachen *Ausfall Ölförderpumpe*, Nr. 6/8-1 und mit der Auswirkung *Erhöhter Verschleiß und Temperaturanstieg*, sowie als zweite Ursache *mangelnde Schmierölmenge*, Nr. 6/8-2 mit der gleichen, zuvor genannten Auswirkung. Beide Auswirkungen wurden mit der Risikostufe *mäßig* und der erwarteten Häufigkeit *selten* in die Art *mechanisch/Temperatur* eingestuft. Als Maßnahme die das Risiko minimiert wurde für den Fall Nr. 6/8-1 eine *Funktionsüberwachung* und für den Fall Nr. 6/8-2 eine *Mengenüberwachung* umgesetzt, beide Male durch ein entsprechendes *Monitoring*. Somit konnte für beide Fälle die erwartete Häufigkeit auf *sehr selten* reduziert werden.

Bei der Ölförderrohrleitung ergibt die Abfrage auf das Leitwort *nicht* als mögliche Ursache eine *Leckage* und die drei möglichen Auswirkungen *ölhaltiges Abwasser*, Nr. 7/8-1, *mögliche Moderationserhöhung*, Nr. 7/8-2 und *Leckageöl als mögliche Brandlast*, Nr. 7/8-3. Die Risikostufen wurden für die drei Auswirkungen als *gering*, *bedeutend* und *mäßig* bei jeweils einer angenommenen Häufigkeit von *selten* abgeschätzt. Die drei Arten wurden entsprechend ihrem Charakter als *Entsorgung*, *Moderation* und *Brandlast*

gelistet. Als Maßnahmen, die das Risiko minimieren, wurde für den Fall *ölhaltiges Abwasser, Nr. 7/8-1* ein *Ölabscheider* mit nachfolgender Typenvorgabe, für den Fall *mögliche Moderationserhöhung, Nr. 7/8-2* eine *Überwachung auf eine vorhandene Mindestmenge im Behälter und Boden mit Gefälle für eindeutigen Ablauf* mit nachfolgender Umsetzung, sowie für den Fall *Leckageöl als mögliche Brandlast, Nr. 7/8-3* eine *Überwachung auf Mindestmenge im Behälter* mit anschließender Umsetzung gesetzt. Bei allen drei Auswirkungen konnte damit die Häufigkeit um eine Stufe auf *sehr selten* reduziert werden.

Bei dem letzten Parameter *Schleifscheibe* ergibt sich mit dem Leitwort *nicht* auf deren Sollfunktion als mögliche Ursache *größerer Materialausbruch* die Auswirkung *Projektil verlässt Maschinenbereich, Nr. 8/8-1*, mit der Risikoeinstufung *mäßig*, der Häufigkeit *selten* und der Art *Projektil*. Als Maßnahme, die das Risiko minimiert, wurde eine *Einhausung* mit entsprechenden Umsetzvorgaben festgelegt, wodurch die Häufigkeit für auftretende Schäden auf *sehr selten* reduziert wurde.

Die weiteren Funktionseinheiten Pufferung Pellets (I-5/7), Einreihen der Pellets (I-6/7) und Abförderung der Pellets (I-7/7) wurden in analoger Weise betrachtet und stellen im Wesentlichen nur Wiederholungen des vorherigen dar. Die Ergebnisse sind in Tab. 3.10 bis Tab. 3.12 zu finden.

Von größerem Interesse für die vorliegende generische Untersuchung sind die beiden infrastrukturellen Funktionseinheiten *Raumluft-Vorfilterung (II-1/2)*, die eine Vorfilterung von in der Raumluft möglicherweise vorhandenen Pellet-Schleifstaub übernehmen soll, sowie die *Brandschutzklappe (II-2/2)*, die für die Steuerung des Raumluftaustauschs relevant ist.

Bedingt durch eine mögliche Belastung der Raumluft mit Pellet-Schleifabrieb soll zur Reduzierung der Gesamtabluftbelastung bereits im Schleifraum eine Luft-Vorfilterung mit der Funktionseinheit II-1/2 erfolgen. Der Filter ist dabei durch die zwei Parameter *Filterbelegung* sowie *Filterintegrität* zu klassieren. Der Parameter *Filterbelegung* wird durch das Leitwort *mehr* auf eine zu hohe Filterbelegung abgeprüft. Als mögliche Ursache wird eine *ausgesprochen hohe Raumluftbelastung, bzw. ein fehlender zyklischer Filtertausch*, mit der Auswirkung einer *Verringerung der Wechselrate der Raumluft, bzw. mögliche höhere Raumluftkontamination, Nr. 1/2-1*, mit Risikostufe *bedeutend* und Häufigkeit *selten* gelistet. Als Maßnahme, die das Risiko minimiert, wurde ein *zyklischer Tausch* bei einer neuen Pellet-Chargenbearbeitung als Betriebsfreigabebedingung

festgelegt. Zur Sicherstellung dafür wurde auch eine Aufnahme der Vorgabe in das Betriebshandbuch der Anlage festgelegt. Somit wurde die verbleibende Häufigkeit auf *sehr selten* gestuft.

Bei dem Parameter *Filterintegrität* wird auf das Leitwort *weniger* geprüft. Als mögliche Ursachen kommt eine *mechanische Zerstörung der Filtermembrane, Nr. 2/2-1* oder eine *druckstoßmäßige Zerstörung der Filtermembrane, Nr. 2/2-2* in Frage. Die Auswirkung ist in beiden Fällen *erhöhte kontaminierte Abluft* mit dem Schweregrad *bedeutend* und der Häufigkeit *selten*, identisch. Als Art wurde *mechanisch* bzw. als weitere Detaillierung *druckstoßtechnisch* gelistet. Als Maßnahme, die das Risiko minimiert, wurde im Fall Nr. 2/2-1 die Anbringung eines *Schutzgitters* gemäß einer Typenvorgabe bestimmt. Im Fall *druckstoßtechnischen Zerstörung der Filtermembran, Nr. 2/2-2* wurde lediglich allgemein eine *stabile Ausführung* als ausreichende risikoreduzierende Maßnahme erachtet, da im Raum sowohl druckführende Komponenten mit deren Möglichkeit der Druckabgabe in den Raum als auch explosionsgefährdete Materialien als potenziell auslösende Druckstoßquellen fehlen. In letztem Fall wären die Produktrichtlinien für das Inverkehrbringen von Geräten und Produkten in explosionsgefährdeten Bereichen (ATEX-Produktrichtlinie) /GAB 20/ zu betrachten. Der Häufigkeitsgrad wurde damit auf *sehr selten* gesenkt.

Tab. 3.6 HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-1/7: Auskippen Pellets aus Transportschiffchen, Sollfunktion: Vorstufe Zuführung Material zum Schleifprozess

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	Mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
1/3-1	kein	Aktorik	keine lokale Stromversorgung	keine Materialzuföderung	gering	sehr selten	elektrisch	keine	---	gering	sehr selten
1/3-2			mechanische Verklemmung	elektrische Kurzschlussgefahr, Überhitzung	gering	selten	mechanisch / elektrisch	Aktorik elektr. kurzschlussfest und mechanisch stabil auslegen	umgesetzt durch Typenvorgabe	gering	sehr selten
2/3-1	anders als	Positionierung	mechanische Entriegelungsposition nicht erreicht	keine Materialzuföderung	gering	selten	mechanisch	keine	---	gering	selten
3/3-1	anders als	Gewicht	Unvollständige Entladung	keine kritische Prozessrelevanz	gering	selten	mechanisch	keine	---	gering	selten

Tab. 3.7 HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-2/7: Einreihen Pellets, Sollfunktion: Vorstufe Zuführung Material zum Schleifprozess

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	Mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
1/1-1	kein	Aktorik	keine lokale Stromversorgung	keine Materialzuföderung	gering	sehr selten	elektrisch	keine	---	gering	sehr selten
1/1-2			mechanische Verklemmung	elektrische Kurzschlussgefahr, keine Materialzuföderung	gering	selten	mechanisch / elektrisch	Aktorik kurzschlussfest auslegen	umgesetzt durch Typenvorgabe	gering	sehr selten

Tab. 3.8 HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-3/7: Zufördern Pellets, Sollfunktion: Zuführung Material zum Schleifprozess

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	Mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
1/1-1	keine	Aktorik	Keine lokale Stromversorgung	keine Materialzuförderung	gering	sehr selten	elektrisch	keine	---	gering	sehr selten
1/1-2			mechanische Verklemmung	Elektrische Kurzschlussgefahr, keine Materialzuförderung	gering	selten	mechanisch / elektrisch	Aktorik kurzschlussfest auslegen	umgesetzt durch Typvorgabe	gering	sehr selten

Tab. 3.9 HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-4/7: Schleifen Pellets, Sollfunktion: Schleifprozess

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	Mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
1/8-1	weniger	Schleifwasser Zufluss	keine pumpenspezifische Stromversorgung	erhöhte Kontaminationsgefahr durch mangelnde Schleifstaubbinding	mäßig	selten	Kontamination	Kopplung an Stromversorgung Schleifantrieb	umgesetzt durch Verteilervorgabe	mäßig	sehr selten
1/8-2			Ausfall Pumpe	erhöhte Kontaminationsgefahr durch mangelnde Schleifstaubbinding	mäßig	selten	Kontamination	Förderüberwachung	umgesetzt durch Monitoring	mäßig	sehr selten
1/8-3			Verstopfung Rohrleitungssystem	erhöhte Kontaminationsgefahr durch mangelnde Schleifstaubbinding	mäßig	mäßig	Kontamination	Rohrdimensionierung für ausreichende Strömungsgeschwindigkeit	umgesetzt durch Dimensions- und Innenbeschichtungsvorgabe	mäßig	sehr selten
1/8-4			kein Wasservorrat	erhöhte Kontaminationsgefahr durch mangelnde Schleifstaubbinding	mäßig	selten	Kontamination	Überwachung auf Sollmenge	umgesetzt durch Monitoring	mäßig	sehr selten
2/8-1	mehr	Schleifwasser Zufluss	ungeregelter Zufluss	mögliche Moderationserhöhung	bedeutend	selten	Moderation	Mengenbegrenzung ohne autom. Nachspeisung d. h. nur manuell	umgesetzt durch Betriebsanweisung	bedeutend	sehr selten
3/8-1	weniger	Schleifwasser Rückfluss	Verstopfung Rohrleitungssystem	mögliche Moderationserhöhung	bedeutend	selten	Moderation	Konstruktive Optimierung Rohrausführung, Überwachung auf Sollmenge	umgesetzt durch Dimensions- und Innenbeschichtungsvorgabe Monitoring	bedeutend	sehr selten

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	Mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
4/8-1	nicht	Schleifwasserförderrohrleitung	Leckage	erhöhte Kontaminationsgefahr durch mangelnde Schleifstaubbinding,	mäßig	selten	Kontamination	Förderüberwachung	umgesetzt durch Monitoring	mäßig	sehr selten
4/8-2				mögliche Moderationserhöhung	bedeutend	selten	Moderation	Überwachung auf Mindestmenge, Boden mit Gefälle für eindeutigen Ablauf	umgesetzt durch Monitoring, Neigung Boden	bedeutend	sehr selten
5/8-1	nein	Drehzahl	keine Stromversorgung Antrieb	Schleifprozess steht unkritisch	gering	sehr selten	Elektrisch	keine	---	gering	sehr selten
5/8-2			Ausfall Motor	Schleifprozess steht unkritisch	gering	selten	Elektrisch	keine	---	gering	selten
6/8-1	nein	Getriebe, Ölschmierung	Ausfall Ölförderpumpe	erhöhter Verschleiß & Temperaturanstiege	mäßig	selten	mechanisch/Temperatur	Funktionsüberwachung	umgesetzt durch Monitoring	Mäßig	sehr selten
6/8-2			mangelnde Schmierölmenge	erhöhter Verschleiß & möglicher Temperaturanstieg	mäßig	selten	mechanisch / Temperatur	Mengenüberwachung	umgesetzt durch Monitoring	mäßig	sehr selten

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art:	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
7/8-1	nicht	Ölförderrohrleitung	Leckage	ölhaltiges „Abwasser“	gering	selten	Entsorgung	Ölabscheider	umgesetzt, Typvorgabe	gering	sehr selten
7/8-2				mögliche Moderationserhöhung	bedeutend	selten	Moderation	Überwachung auf Mindestmenge im Behälter, Boden mit Gefälle für eindeutigen Ablauf	umgesetzt durch Monitoring	bedeutend	sehr selten
7/8-3				Leckageöl als mögliche Brandlast	mäßig	selten	Brandlast	Überwachung auf Mindestmenge im Behälter	umgesetzt durch Monitoring	mäßig	sehr selten
8/8-1	nicht	Schleifscheibe	größerer Materialausbruch	Projektil verlässt Maschinenbereich	mäßig	selten	Projektil	Einhausung	umgesetzt Designvorgabe Einhausung	mäßig	sehr selten

Tab. 3.10 HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-5/7: Pufferung Pellets, Sollfunktion: Vorbereitung Wegführung Material vom Schleifprozess

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art:	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
1/3-1	kein	Aktorik	keine lokale Stromversorgung	keine Materialförderung	gering	sehr selten	elektrisch	keine	---	gering	sehr selten
1/3-2			mechanische Verklemmung	elektrische Kurzschlussgefahr, keine Materialzuförderung	gering	Selten	mechanisch elektrisch	Aktorik kurzschlussfest auslegen	umgesetzt durch Typvorgabe	gering	sehr selten
2/3-1	weniger	Gewicht	noch Kapazität vorhanden	keine kritische Prozessrelevanz	gering	selten	mechanisch	keine	---	gering	selten
3/3-1	mehr	Gewicht	Kapazitätsgrenze erreicht	Überfüllung mit mech. Verklemmungen möglich	mäßig	Selten	mechanisch	weitere Zuförderung stoppen	umgesetzt durch Monitoring	gering	sehr selten

83

Tab. 3.11 HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-6/7: Einreihen Pellets, Sollfunktion: Vorbereitung Wegführung Material vom Schleifprozess

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art:	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
1/1-1	kein	Aktorik	keine lokale Stromversorgung	keine Materialförderung	gering	selten	elektrisch	keine	---	gering	selten
1/1-2			mechanische Verklemmung	elektrische Kurzschlussgefahr, keine Materialzuförderung	gering	Selten	mechanisch elektrisch	Aktorik kurzschlussfest auslegen	umgesetzt durch Typvorgabe	gering	ehr selten

Tab. 3.12 HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-7/7: Abförderung Pellets, Sollfunktion: Wegführung Material vom Schleifprozess

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art:	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
1/3-1	kein	Aktorik	keine lokale Stromversorgung	keine Materialförderung	gering	sehr selten	elektrisch	keine	---	gering	sehr selten
1/3-2			mechanische Verklemmung	elektrische Kurzschlussgefahr, keine Materialzuförderung	gering	selten	mechanisch elektrisch	Aktorik kurzschlussfest auslegen	umgesetzt durch Typvorgabe	gering	sehr selten
2/3-1	anders als	Gewicht	unvollständige Materialabförderung	keine kritische Prozessrelevanz	gering	selten	mechanisch	keine	---	gering	selten
3/3-1	anders als	Positionierung	mechan. Entriegelungsposition nicht erreicht	keine Materialabförderung	gering	selten	mechanisch	keine	---	gering	selten

Tab. 3.13 HAZOP-Matrizen für die infrastrukturelle Funktionseinheit II-1/2: Raumabluft-Vorfilterung, Sollfunktion: Vorfilterung kontaminierter Raumabluft

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art:	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
1/2-1	mehr	Filterbelegung	ausgesprochen hohe Raumluftbelastung, fehlender zyklischer Tausch	Verringerung der Wechselrate der Raumluft, mögliche höhere Raumluft-kontamination	bedeutend	selten	strömungstechnisch	zyklischer Tausch	umgesetzt im Betriebshandbuch	bedeutend	sehr selten
2/2-1	weniger	Filterintegrität	mechanische Zerstörung Filtermembrane	erhöhte kontaminierte Abluft	bedeutend	selten	mechanisch	Schutzgitter	umgesetzt durch Typvorgabe	bedeutend	sehr selten
2/2-2			druckstoßmäßige Zerstörung Filtermembrane	erhöhte kontaminierte Abluft	bedeutend	selten	druckpulstechnisch	stabile Ausführung	umgesetzt durch Typvorgabe, jedoch keine ATEX-Qualität mangels Explosionspotential im Raum	bedeutend	sehr selten

Tab. 3.14 HAZOP-Matrizen für die infrastrukturelle Funktionseinheit II-2/2: Brandschutzklappe, Sollfunktion: binäre Regelung Raumabluft

Nr.:	Leitwort	Abweichung auf Parameter	mögliche Ursache	Auswirkung	Risikostufe	Häufigkeit	Art:	Maßnahme die das Risiko minimiert	Verifikation der Maßnahme	Resultierende Risikostufe	Resultierende Häufigkeit
1/2-1	nicht	Thermo. Aktorik (Schmelzsicherung)	Verklemmung	Ausbreitung von Rauch / Feuer	bedeutend	selten	Rauch	Einsatz zertifizierter Brandschutzklappen	umgesetzt durch Typvorgabe	bedeutend	sehr selten
2/2-1	anders als	Elektrische Aktorik	kein Strom	keine Funktion	gering	sehr selten	elektrisch	keine, da Schmelzsicherung prioritär	---	gering	sehr selten
2/2-2			Fehlfunktion	Ausführung keiner gewollten Funktion	gering	sehr selten	elektrisch / mechanisch	keine, da Schmelzsicherung prioritär	---	gering	sehr selten

Das Bisherige kann folgendermaßen zusammengefasst werden: Basierend auf der durchgängigen Einstufung des möglichen Schweregrads mit *gering* und einer möglichen Häufigkeit des Auftretens von *sehr selten* bis *selten*, sind die in ihrer Gänze als risikoarm einzustufenden Funktionseinheiten die Folgenden:

- I-1/7 *Auskippen Pellets*
- I-2/7 *Einreihen Pellets*
- I-3/7 *Zufördern Pellets*
- I-5/7 *Pufferung Pellets*
- I-6/7 *Einreihen Pellets*
- I-7/7 *Abförderung Pellets*

Die Funktionseinheit I-4/7 *Schleifen Pellets* zeigt speziell beim Thema Schleifstaub der Pellets, zu dem Punkt *mangelnde Schleifstaubbinding durch fehlendes Wasser*, ein erhöhtes Kontaminationspotential. Außerdem besteht u. a. auch im Zusammenhang mit dem Schleifwasser ein tendenzielles Risiko hinsichtlich der Verletzung von Moderationsbegrenzungen.

Die infrastrukturelle Funktionseinheit II-1/2 *Raumabluft-Vorfilterung* steht über das Thema *luftgebundener Schleifstaub* in direkter Verbindung zur Schleifmaschine.

Die infrastrukturelle Funktionseinheit II-2/2 *Brandschutzklappe* würde bei einem Versagen der Schmelzsicherung im Anforderungsfall zwar hinsichtlich dem Schweregrad bedeutend sein, die Eintrittswahrscheinlichkeit eines solchen Falls ist jedoch mit der niedrigsten Stufe *sehr selten* gelistet.

Abschließend sei in Bezug auf die Verbindung der beiden Funktionseinheiten I-4/7 *Schleifmaschine* und II-1/2 *Raumabluft-Vorfilterung* über das Thema *luftgebundener Pellet-Schleifstaub* nochmals explizit darauf hingewiesen, dass bei einer HAZOP-Betrachtung ein Doppelfehler, der beide Funktionseinheiten zugleich beeinträchtigt, nicht abgeprüft wird. Dies ist durch die Anwendung weiterer Störfallanalysen zu überprüfen.

3.5.4.3 Grenzen von HAZOP

Wichtig ist beim Einsatz von Risikoanalysen, auch deren Grenzen zu beachten. Besonders bei einer hohen risikobehafteten Wechselwirkung zwischen mehreren Systemteilen reicht HAZOP alleine nicht aus, und es sind für eine detailliertere Untersuchung weitere Methoden wie die Ereignisbaumanalyse (*Event Tree Analysis*, ETA, siehe Kapitel 3.5.5) und die Fehlerbaumanalyse (*Fault Tree Analysis*, FTA, siehe Kapitel 3.5.6) einzusetzen. Sollen bei HAZOP weitergehende, nicht systemspezifische Eigenschaften oder Aspekte betrachtet werden, kann dies u. U. durch die Einführung zusätzlicher, nicht spezifischer Leitworte realisiert werden, z. B. für Fragen der Zugriffsberechtigung auf ein System oder bei systemspezifische Wartungsanforderungen. Als besonders wichtig ist die bei einer HAZOP-Betrachtung getroffene Grundannahme, dass der auf Abweichungen vom Soll-Zustand betrachtete und anschließend bewertete Ablauf an sich (d. h. innerhalb seiner Soll-Funktion) bereits ein sicherer Prozess ist bzw. ein sicheres Betriebsverhalten besitzt. Die Anwendbarkeit einer HAZOP-Betrachtung gilt unabhängig von den gewählten Funktionskomponenten- oder sonstigen Betrachtungsebenen, da nur innerhalb der gewählten Ebene eine Prüfung auf mögliche Abweichungsszenarien vom Sollzustand erfolgt. Erkannte Abweichungen bilden die nächste, zu betrachtende Ebene.

Wie mit jeder Technik zur Ermittlung von Gefahren oder Funktionsproblemen kann auch bei der HAZOP-Analyse nicht vollständig gewährleistet werden, dass alle Gefahren oder Funktionsprobleme aufgedeckt werden können. Somit sind für eine möglichst umfassende Betrachtung weitere, geeignete Ansätze auszuwählen bzw. durchzuführen.

Vor diesem Hintergrund wurden entsprechend des oben genannten Umstandes in diesem Bericht weitere Methoden wie Deterministische Störfall- und Ereignisbaumanalysen bzw. Fehlerbaum- und probabilistische Sicherheitsanalysen durchgeführt, um u. a. auch an einem konstruierten Ereignis die praktischen Grenzen der grundsätzlich sinnvollen HAZOP Analyse und die – je nach Risikopotential – Wichtigkeit des Einsatzes weiterer Analysemethoden an diesem Beispiel aufzuzeigen. Basierend auf dem Ergebnis der HAZOP-Risikoeinschätzung werden in der Regel im Anschluss Überlegungen zur Wahrung der Verhältnismäßigkeit vorgenommen, ob weitergehende Maßnahmen zur Risikoreduktion erforderlich sind.

3.5.5 Deterministische Störfall- und Ereignisbaumanalyse (DSA und ETA)

Deterministische Störfallanalysen (DSA) werden in der Regel auf Störfallszenarien angewendet, gegen die eine spezielle Anlage auszulegen ist. Dies ist besonders von Bedeutung, wenn z. B. Einzelsysteme zur Gewährleistung der Einhaltung gesetzlich vorgeschriebener Funktionen betrachtet werden müssen. Die dabei auszuführenden Schritte können für den vorliegenden Fall wie folgt zusammengefasst werden: Analyse der Anlagenbedingungen bzw. Identifikation und Kategorisierung von auslösenden Ereignissen, welche zu gefährdenden Material- oder Energiefreisetzung führen können, gegen die die Anlage auszulegen ist.

Bei den Betrachtungen wird in der Regel von Einzelfehlern ausgegangen. Ein Einzelfehler liegt vor, wenn ein Systemteil seine Funktion bei Anforderung nicht erfüllt. Für eine DSA wird in der Regel auf konservative Annahmen zurückgegriffen. Ein Einfluss menschlicher Fehlhandlungen wird im Allgemeinen nicht detailliert untersucht bzw. nicht untersucht. Fehler mit gemeinsamer Ursache an mehreren zueinander redundanten Systemteilen (*common cause failure*) sowie Auslegungsfehler werden durch das Einzelfehlerkonzept nicht abgedeckt /GÄN 13/.

Bei der deterministischen Störfallanalyse geht man (wie bei der Ereignisbaumanalyse) nach der induktiven Methode vor, d. h. beginnend von einem Start- bzw. Basiszenario entwickelt man sich zu den sich daraus weiter ergebenden Auswirkungen voran. Als Vorarbeit sind die Ereignisse bzw. das Basisereignis zu benennen sowie in der Folge die sequentiellen Einzelelemente in einer Master-Logik aufzulisten. Bei der deterministischen Störfallanalyse wird, wie im gewählten Beispiel angenommen, ein Einzelfehler unterstellt. Im hier gewählten Beispiel handelt es sich um den mechanischen Integritätsverlust des Hauptlagers des Antriebsgetriebe der Schleifmaschine mit folgendem Verlauf:

- transienter Temperaturgang des Lagers sowie an dessen Fixierungskonstruktion;
- hohe Schwingungsamplituden des Getriebes und Amplitudenübertragung an das Hilfssystem Ölversorgung;
- Resonanzanfächung der Ölzuleitung bis hin zum Bruch;
- weiter fördernde Ölpumpe;

- diffus spritzende Ölaustrittsbruchfläche und Benetzung der umliegenden Oberflächen;
- Selbstentzündung des auf den Hotspot des Getriebekasten spritzenden Öls;
- Zündungsbedingter Druckstoß des Öls bedingt eine Teilerstörung der primären, rauminternen Filterstufe der Absaugung und Unterdruckerzeugung in der Einhausung;
- allgemeiner Temperaturanstieg und einsetzende Verdampfung des Schleifschmiermittels Wasser;
- Spritzschutz sowie Luftleitfunktion der Polycarbonat-Scheiben der partiellen Einhausungsbereiche verschlechtern bzw. verringern sich;
- Schließen der Brandschutzklappen für die Einhausung der Schleifmaschine und für die Raumluft;
- Abschaltung der Schleifmaschine;
- Aktivierung der CO₂-Löschanlage;
- Löschung des Brands durch Sauerstoffentzug und Kühlung.

In Abb. 3.6 ist die Abfolge dieser Einzelereignisse als *Bottom-up* Darstellung inklusive der Kurzbezeichnungen der einzelnen Ereignisse schematisch dargestellt.

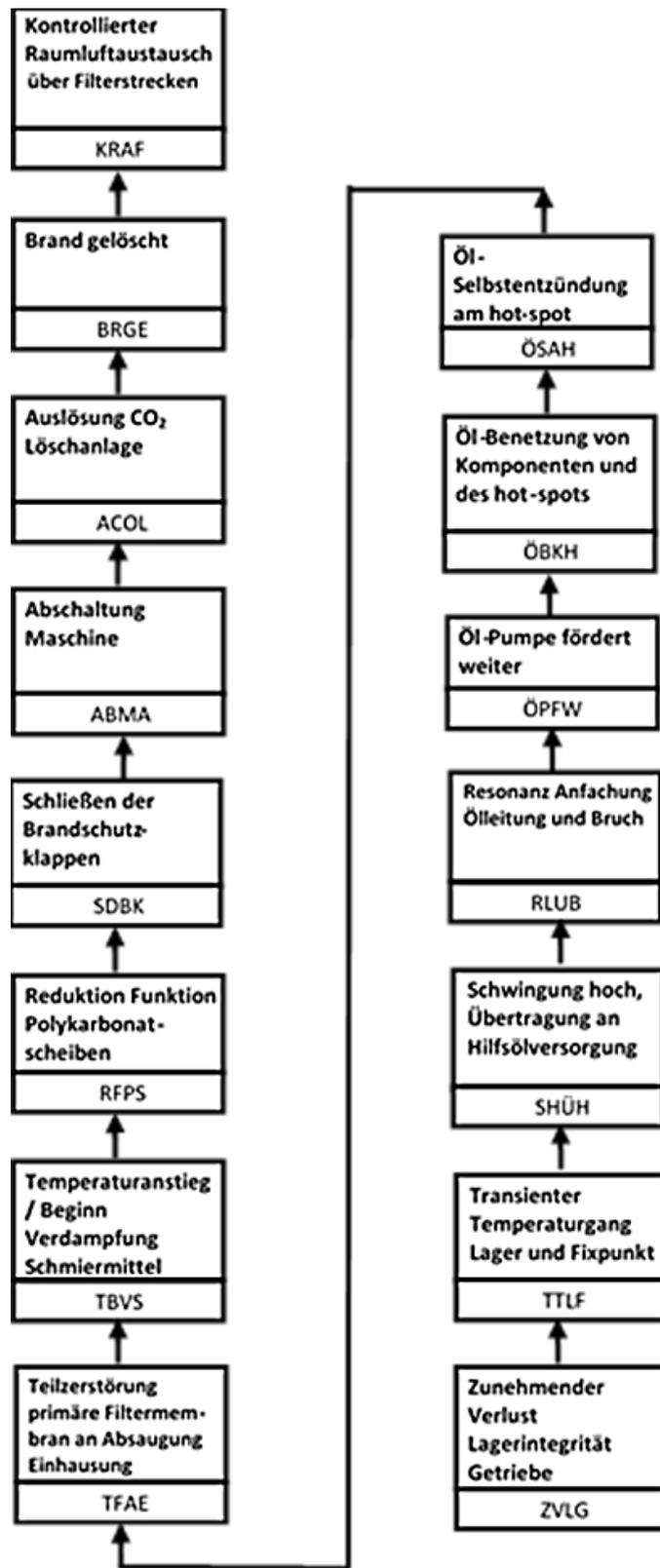


Abb. 3.6 Abfolge der Einzelereignisse als Botton-up-Darstellung inkl. Kurzbezeichnung der einzelnen Ereignisse

Bei der Ereignisbaumanalyse bzw. Event Tree Analysis (ETA) geht man ebenfalls nach der induktiven Methode vor. Das heißt, man geht von einem Startereignis (typischerweise dem interessierenden Fehler) schrittweise voran und ermittelt dabei die möglichen Folgeereignisse. Das Ergebnis wird dann typischerweise in einer binären Baumgrafik dargestellt. Somit ist es möglich, die verschiedenen Pfade bzw. die daraus möglichen Zustände und Folgen aufzuzeigen.

Bei der für das aktuelle Szenario durchgeführten Vorwärtsentwicklung wie in Abb. 3.7 gezeigt werden typischerweise die Elemente der binären Logik verwendet, d. h. als weitere Abfrage wird geprüft, was auf den aktuellen Schritt passiert. Insbesondere können dies Fragen nach einer weiteren Eskalation oder nach dem Eingriff von Sicherheitssystemen sein, die eine deeskalierende Wirkung bedingen.

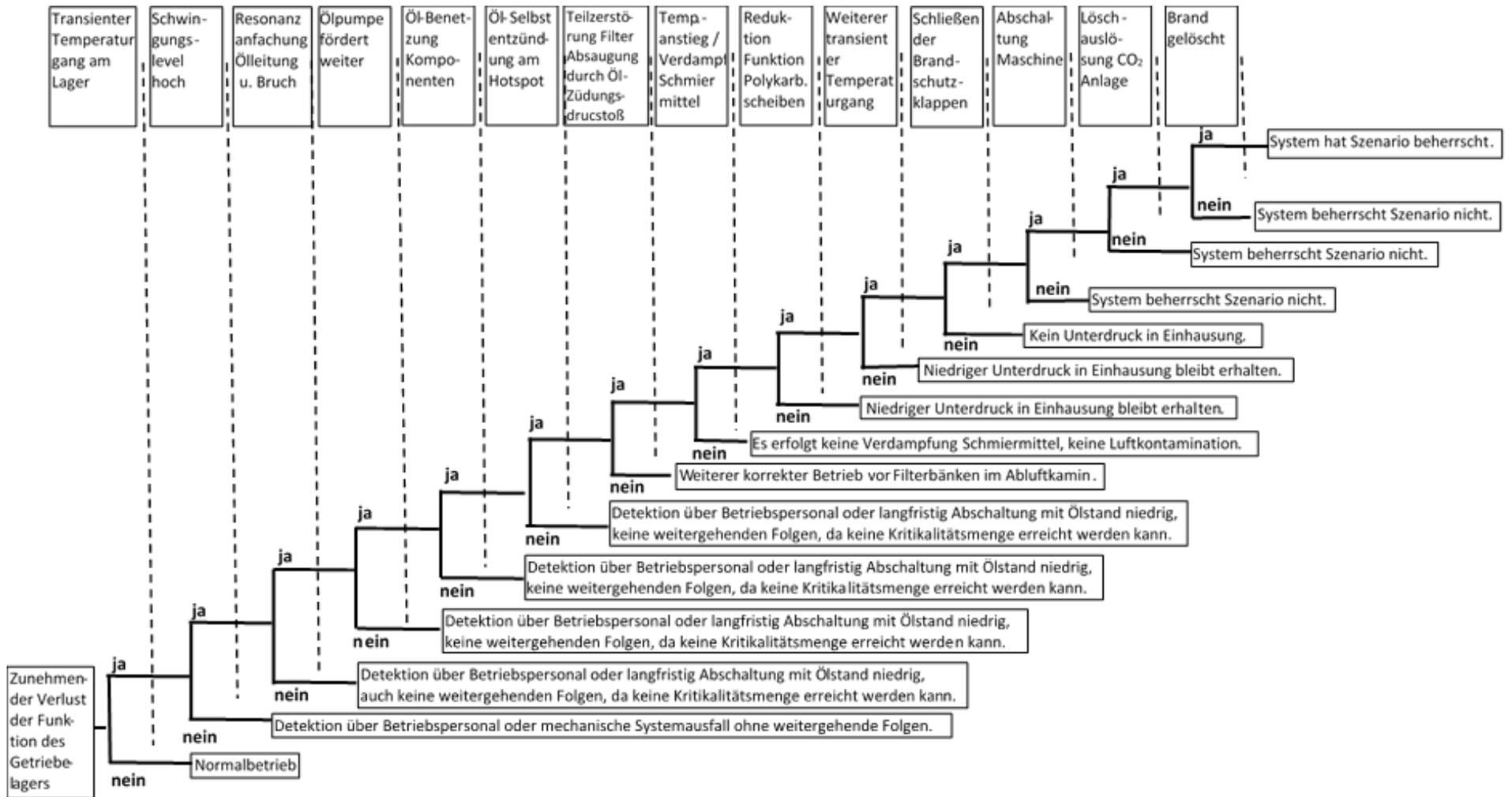


Abb. 3.7 Darstellung des postulierten Ereignisbaums für das ausgewählte Ereignisszenario

Ein Versagen der Leittechnik bzw. der angesteuerten Komponenten bei den letzten drei Schritten, beginnend mit dem Entscheider *Abschalten der Maschine, Löschauslösung CO₂-Anlage* und *Brand gelöscht* (d. h. ausreichende Systemperformance der Löschanlage) wären als ernste Systemschwächen einzustufen.

3.5.6 Fehlerbaum- (FTA) und probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)

Im Vergleich zur DSA ist der bei der PSA gewählte Ansatz wesentlich komplexer. Hier werden alle relevanten Ereignisabläufe, d. h. auch anlagendesignbedingte Funktionen, einbezogen bzw. betrachtet. Der Ansatz der PSA für eine Gesamtanlage setzt voraus, dass detaillierte Kenntnisse der Anlage und der darin durchgeführten Prozesse vorhanden sind und die Anlage im Sinne der PSA vollständig abgebildet werden kann. Weiterhin ist mit dieser Herangehensweise die probabilistische Sicherheitsanalyse eines klar abgegrenzten Teilprozesses möglich. Im Vergleich zur DSA finden bei der PSA auch Mehrfachfehler sowie Fehler mit gemeinsamer Ursache (*common cause*) Berücksichtigung. Auch wird bei der PSA i. A. nicht auf konservative Annahmen zurückgegriffen, sondern auf eine möglichst realistische Bewertung der gesamten Anlage abgezielt. Hierbei sollten auch potenzielle menschliche Fehlhandlungen detailliert berücksichtigt werden.

Als weitere Randbedingung ist die Kenntnis aller relevanten Gefahrenquellen/Gefahrstoffe bzw. deren Gefahrenpotential nach Mengen und Auswirkungen zu berücksichtigen. Eine typische Klassifizierung für die bei Störfallereignisanalysen in Frage kommenden Ereignisse sind die drei Klassen *Betriebsstörfälle*, *außergewöhnliche Naturereignisse* und *Einwirkungen von außen*.

Für den vorliegenden generischen Betrachtungsfall ist nur der Punkt Betriebsstörfall relevant, d. h. ein Störfall, der direkt aus Prozessen und Handlungen ableitbar ist, die mit dem Betrieb der Anlage in Zusammenhang stehen /GÄN 13/.

Im Gegensatz zu dem Ereignisbaum stellt die Fehlerbaumanalyse, die als Teil einer PSA zu sehen ist (/LIE 92/), eine deduktive Methode dar, d. h. von einem Schlusszenario ausgehend (Störfall, ggf. postuliert) entwickelt man sich zu der Ursachenseite hin.

In dem hier zugrunde liegenden Beispiel ist von dem unerwünschten Ereignis *Freisetzung radioaktiver Stoffe* im Bereich der Schleifmaschine schrittweise rückwärts auszugehen. In der Folge fächern sich die einzelnen *Rückwärtsschritte* immer breiter auf, d. h.,

dass auch im gewählten Beispiel weitere, weniger auf das eigentliche Szenario fokussierte Nebenäste involviert werden. Basierend auf den aufgeschlüsselten Einzelereignissen kann beim Vorliegen des gesamten Baums die Gesamtwahrscheinlichkeit für eine Freisetzung bestimmt werden. Neben der Freisetzung an der Schleifmaschine (bzw. in deren Aufstellungsraum) ist der Abluftpfad in die Betrachtungen hinsichtlich einer möglichen Freisetzung einbezogen.

Auch sei hier nochmals darauf hingewiesen, dass ein intaktes Pellet im Zustand mechanischer Unversehrtheit, d. h. ohne Bruch- sowie Abriebstäube, (*integres Pellet*), nicht als Freisetzung bewertet wird.

Die Symbole \triangleleft bzw. \triangleup sind als Benennung der Eingangs- bzw. Ausgangstransfers aus untergeordneten bzw. übergeordneten Fehlerbaumelementen mit den entsprechenden Kurzbezeichnungen zu sehen. Als Symbol für eine ODER- Logikgatter-Verknüpfung wurde \cup , als Symbol für eine logische UND-Verknüpfung \cap gemäß /IEEE 84/ verwendet.

Zur Identifikation der auslösenden Ereignisse ist im Rahmen einer PSA-Analyse eine generelle Unterteilung des Systems und möglicher Ereignisse hinsichtlich relevanter Einzelvorkommnisse erforderlich. Dabei sind diejenigen Ereignisse zu betrachten, die ausgehend von dem Szenario Freisetzung basierend durch ein Ereignis im Schleifraum, zu dem unerwünschten Finalereignis im betrachteten Prozess führen können.

Die Teilprozesse, bezogen auf die Schleifmaschine, sind in drei Bereiche zu unterteilen:

- Zuführung der Pellets
- Bearbeitung der Pellets
- Abtransport der Pellets

Für die Freisetzung von radioaktivem Material sind prinzipiell folgende Ursachen denkbar:

- Verlust des Pellet-Aggregatzustands *gesintert* mit Zerfall von Pellets
- Pelletbruch mit Freisetzung von Material verschiedenster Größe an der Bruchfläche
- Freisetzung von Pellet-Schleifabrieb

Generell gilt, dass der Zustand *integres Pellet* dabei nicht als eine Freisetzung im Sinne eines schädlichen Zustandes bzw. einer Kontamination klassiert wird. Im hier aufgetretenen Szenario kommt i. W. nur der Fall Freisetzung von Pellets-Schleifabrieb zum Tragen.

Hinsichtlich der Handhabbarkeit müssen die Prozesse in einzelne Teilprozesse bzw. Prozessteile aufgespaltet werden. Dazu werden Ordnungsnummern und Abkürzungsbuchstabenzeichenketten eingesetzt. Die oberste Ebene ist dabei mit *TOP* und der Ordnungsnummer *0* gekennzeichnet. So bildet die Ausgangsgröße in Abb. 3.8 mit dem Ausgangstransfer *1Freisetzung-Zuförderung* eine Eingangsgröße für Abb. 3.9 mit der Bezeichnung *2Freisetzung-Zuförderer*.

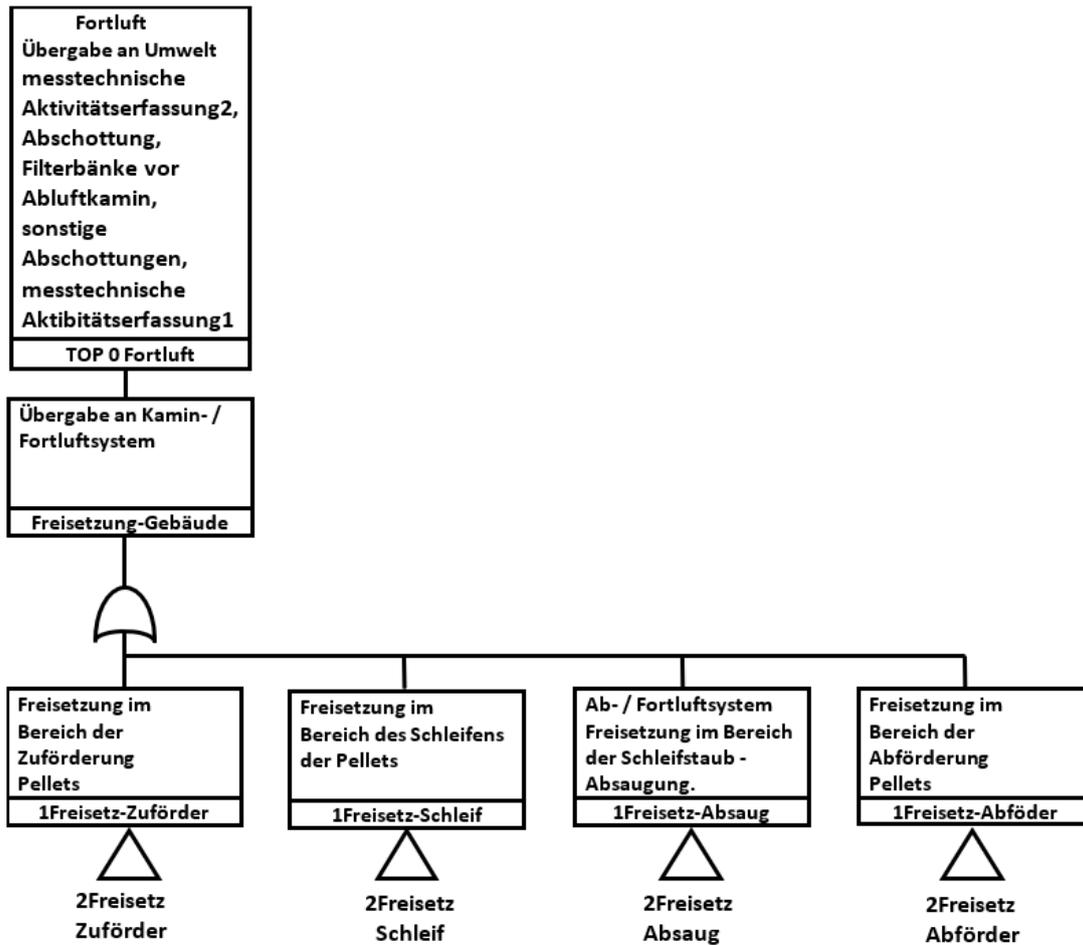


Abb. 3.8 Grobüberblick über die Ereignisse zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in der Sektion Schleifmaschine sowie Abluftsystem

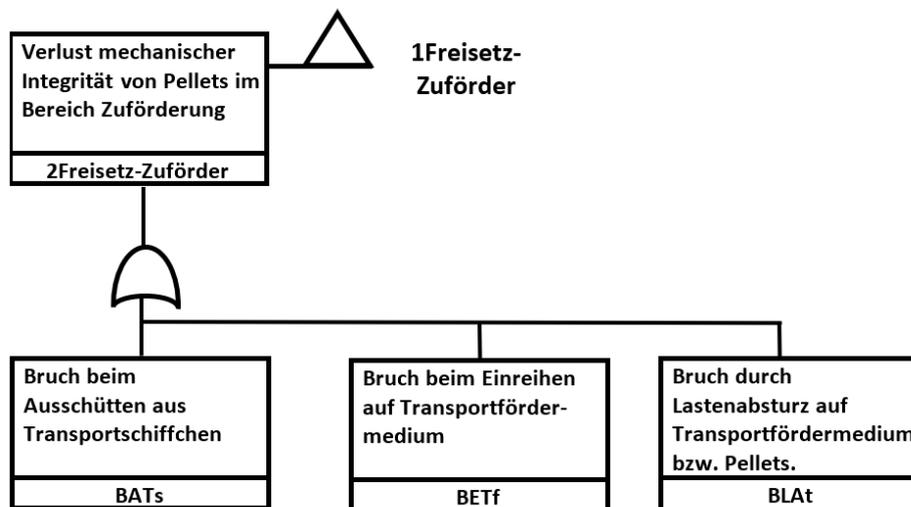


Abb. 3.9 Fortführung zu Abb. 3.8: Ereignisse im Bereich der Pellet-Zuförderung des Schleifprozesses

Zu den einzelnen Prozesszweigen wird folgendes konkretisiert:

Zweig *Verlust mechanischer Integrität von Pellets im Bereich Zuförderung*

Die Zuförderung von Pellets in die Schleifmaschine (siehe Abb. 3.9) ist im Rahmen der Gesamtbetrachtung der erste Prozessschritt. Als zugehörige Basisereignisse wurden folgende drei Ereignisse postuliert:

- Bruch beim Ausschütten aus Transportschiffchen
- Bruch beim Einreihen auf Transportfördermedium
- Bruch bzw. Zerschmettern durch Lastenabsturz auf Transportfördermedium bzw. Pellets

Das **Ausschütten der Pellets aus den Transportschiffchen** erfolgt mit einer geringen kinetischen Energie, so dass den bei der Schleifstation ankommenden Tabletten bei spezifikationsgerechter Konsistenz die notwendige Energie für einen mechanischen Tablettenbruch fehlt. Somit kann dieser Punkt in seiner Wahrscheinlichkeit auf *sehr selten* klassiert werden.

Das **Einreihen der Pellets auf das Transportfördermedium** erfolgt mit einem Förderband auf einer ansonsten passiven Vereinzelungsstrecke. Die Traktionsleistung des Förderbandes ist dabei so gewählt, dass bei einer Verklemmung die Traktionsleistung für einen Gewaltbruch einer Tablette eine zu geringe Energie besitzt. Der für die Traktion zuständige Motor, genauso wie das ihn versorgende Netzteil, ist dabei kurzschlussfest ausgeführt, sodass auch eine länger anhaltende Blockade keinerlei Überhitzung oder mögliche Fehlfunktion auslösen kann.

Ein **Bruch oder ein Zerschmettern durch Lastenabsturz auf das Transportfördermedium bzw. direkt auf die Pellets** wurde postuliert. In den räumlich zuordenbaren Entfernungen sind jedoch keinerlei Lasthebeanlagen angebracht. Ein Absturz von Lampen oder Deckenelementen wird in diesem Betrachtungsszenario durch andere Betrachtungsszenarien abgedeckt (wie z. B. Erdbeben, Flugzeugabsturz, Einwirkung von außen, etc. /LIE 92/).

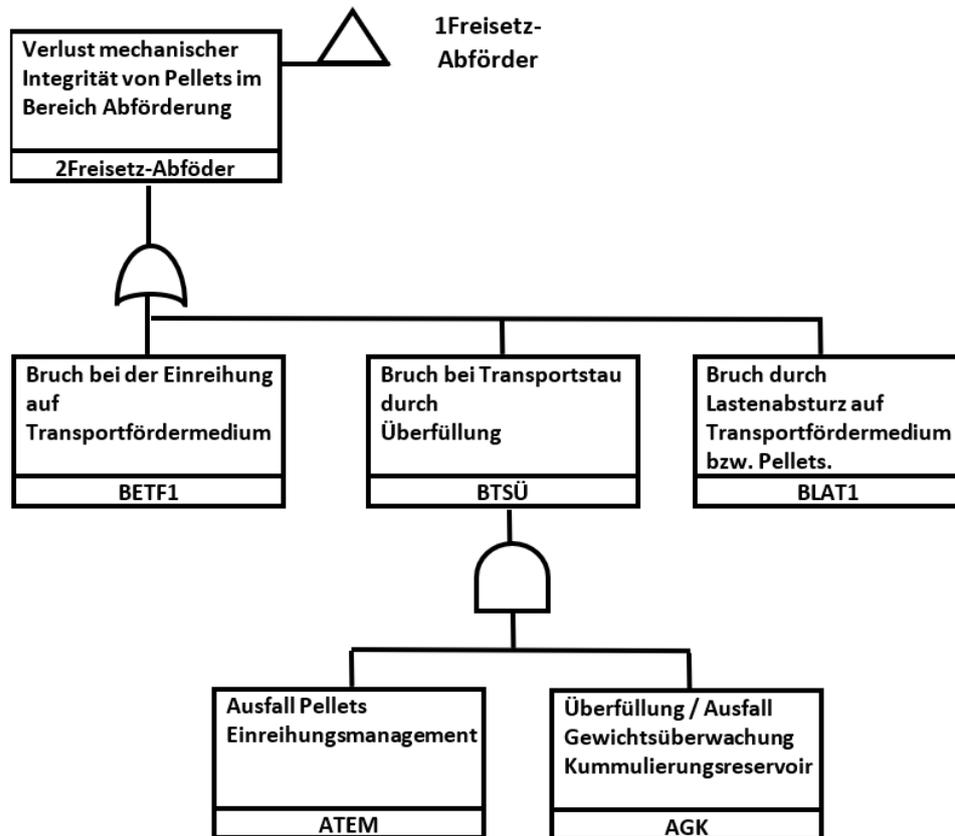


Abb. 3.10 Fortführung zu Abb. 3.8: Verlust mechanischer Integrität von Pellets im Bereich der Abförderung

Zweig *Verlust mechanischer Integrität von Pellets im Bereich Abförderung*

Die Abförderung von Pellets aus der Schleifmaschine (siehe Abb. 3.10) ist im Rahmen der Gesamtbetrachtung der letzte Prozessschritt. Als zugehörige Basisereignisse wurden die folgenden drei Ereignisse postuliert:

- Bruch bei Transportstau durch Überfüllung
- Bruch beim Einreihen auf Transportfördermedium
- Bruch bzw. Zerschmettern durch Lastenabsturz auf Transportfördermedium bzw. Pellets.

Bruch von Pellets bei Transportstau durch Überfüllung des Kumulierungsreservoirs. Die Pellets werden nach ihrer Bearbeitung sequenziell positioniert und in einer definierten Losgröße per Förderband weitertransportiert. Bis zum Erreichen dieser vorgegebenen Losgröße werden die geschliffenen Pellets am Ausgang des Schleifprozesses temporär in einem Behälter gesammelt. Dieses Behälter ist zur Mengenerkennung mit einer auf korrekte Funktion überwachten Gewichtsmesseinheit ausgestattet. Bedingt durch die nahezu nur aus passiven oder messtechnischen Komponenten bestehende Anordnung fehlt es an dieser Komponente an entsprechenden energiereichen Elementen, die einen Pelletbruch oder eine *Pulverisierung* bewirken könnten.

Das **Einreihen der Pellets auf das Transportfördermedium** erfolgt mit einem Förderband auf einer ansonsten passiven Vereinzelungsstrecke. Die Traktionsleistung des Förderbandes ist dabei so gewählt, dass bei einer ersten Verklemmung die Traktionsleistung des Systems für einen Gewaltbruch eines Pellets eine zu geringe Leistung besitzt. Der für die Traktion zuständige Motor ebenso wie das ihn versorgende Netzteil, sind dabei kurzschlussfest ausgeführt, sodass auch eine länger anhaltende Blockade keinerlei Überhitzung oder mögliche Fehlfunktion auslösen kann.

Ein **Bruch oder ein Zerschmettern durch Lastenabsturz auf Transportfördermedium bzw. Pellets** wurde postuliert. In den räumlichen zuzuordnenden Entfernungen sind jedoch keinerlei Lasthebeanlagen angebracht. Ein Absturz von Lampen oder Deckenelementen wird hier durch andere Betrachtungsszenarien (wie z. B. Erdbeben, Flugzeugabsturz, äußere Einwirkung, etc. /LIE 92/) mit abgedeckt.

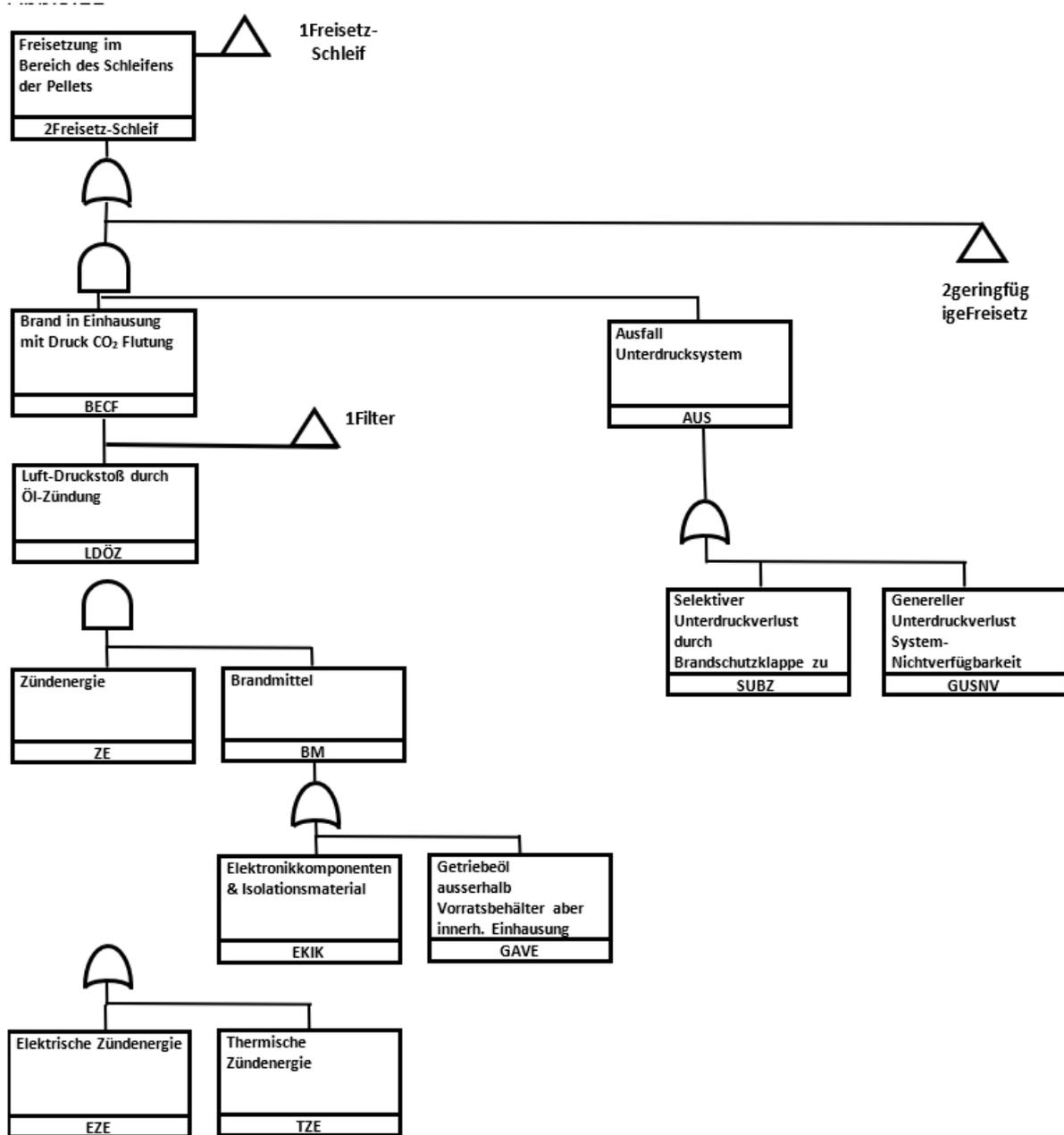


Abb. 3.11. Fortführung zu Abb. 3.8: Freisetzungen im Bereich des Pellet-Schleifens

Parallel zu der Absaugung der Einhausung ist noch eine allgemeine Raumabluft-Absaugung vorhanden, ebenfalls zur Unterdruckgenerierung gegenüber dem Zugangsbereich. Die Druckstaffelung ist so gestaffelt, dass innerhalb der Einhausung der Schleifmaschine ein geringerer Druck als im Schleifraum aufgebaut wird.

Die CO₂-Löschanlage hat im Anforderungsfall die Aufgabe, durch entsprechendes Einblasen von CO₂ und die damit verbundene Verdrängung von Luftsauerstoff einen Brand zu ersticken. Hinsichtlich einer ausreichenden Effizienz muss das Fluten mit CO₂ zügig erfolgen, besonders innerhalb der nicht vollständig abgedichteten Einhausung. Das Prinzip des gerichteten Unterdrucks muss beim Anforderungsfall *CO₂ Einspeisung* im Umkehrschluss aufgegeben werden, damit die feuererstickende Wirkung des CO₂ nicht durch ein Absaugen verringert bzw. zunichte gemacht wird. Durch die Einspeisung von CO₂ in die Einhausung erfolgt damit eine Umkehr der Druckverhältnisse, d. h. es erfolgt ein Gasstrom vom Inneren der Einhausung nach außen. Somit ist in dem generischen System bei vorhandenen trockenen Schleifstäuben außerhalb der Einhausung mit einer Erhöhung der luftgetragenen Kontamination zu rechnen.

Das Ereignis *Brand in Einhausung* (mit zeitnaher CO₂-Flutung) bedarf als Grundvoraussetzung gemäß dem Verbrennungsdreieck die Komponenten Sauerstoff, brennbarer Stoff und Wärme bzw. Zündenergie. Da beim Betrieb der Schleifanlage im gesamten Raum normale atmosphärische Bedingungen herrschen, sind entsprechend ca. 20% Raumluftsauerstoff vorhanden. Diese Menge Sauerstoff ist ausreichend für einen Verbrennungsvorgang. Somit kommen den beiden weiteren Größen Zündenergie und Brandmittel entsprechend, eine erhöhte Bedeutung zu. Generell sind als Zündenergie im Ensemble der Schleifmaschine nur elektrische sowie thermische Zündenergie denkbar. Unter elektrischer Zündenergie soll hier ein zeitlich sehr begrenzter Energieeintrag verstanden werden, wie z. B. in Form von Zündfunken. Bei solchen transient gehaltenen Zündpulsen bedürfte es jedoch einem Brandmittel, das mehr zu transients Zündung neigt. Bei den hier vorliegenden Betriebsmitteln ist ein durch elektrische Zündfunken beginnender Brand auszuschließen, sodass im Folgenden auf eine thermische Zündung fokussiert wird, d. h. Selbstentzündung bedingt durch hohe Kontakttemperatur.

Die einzige Komponente mit ausreichend Energie für eine Temperaturerhöhung ist die Antriebseinheit der Schleifmaschine, respektive der Antrieb der Schleifscheibe. Dies erfolgt durch eine Elektromotor-Getriebe-Kombination. Die Verbindung von Elektromotor, Getriebe und Schleifscheibe erfolgt über starre, kraftschlüssige Kupplungen. Das eingesetzte Getriebe besitzt die Aufgabe eine Drehzahl- respektive eine Drehmoment-

wandlung durchzuführen. Das Getriebe ist umlaufmäßig ölgeschmiert. Durch seine spezifischen Eigenschaften ist Schmieröl als entsprechendes Brandmittel in der Betrachtung zu klassieren. Die Ölversorgung sowie der Rückfluss erfolgen über einen separaten Öl-vorratsbehälter, der auch die Funktion eines Ölkühlers übernimmt. Die Ölumwälzung erfolgt über eine Pumpe im Ablaufbereich des Vorratsbehälters, der Öl-Zulauf zum Vorratsbehälter wird durch den geodätischen Höhenunterschied bewirkt. Ebenfalls werden die beiden ölgeschmierten Hauptlager der Schleifscheibe aus dem Getriebeölsystem mitversorgt.

Als mögliches Szenario wird in Verbindung mit dem Antriebsstrang eine durch den Verlust der mechanischen Integrität bedingter Wärmeeintrag durch Reibung im Allgemeinen bzw. durch einen Lagerschaden im speziellen Szenario gesehen. Neben dem latent vorhandenen Luftsauerstoff muss es zu einer Ölfreisetzung sowie zu einem thermischen Hotspot als Voraussetzung für eine Entzündung kommen. Diese Ausführungen zu einzelnen Basisereignissen werden vorausgeschickt für die Betrachtung des Szenarios *Brand in Einhausung*.

Als zu beachtendes Unterscheidungsmerkmal hinsichtlich der Einbringung von Brandlast ist die Versorgung des Getriebes sowie des Hauptspindellagers der Schleifscheibe mit Schmieröl im Gegensatz zum wasserbasierten Schleifschmiermittel zu sehen.

Ohne Zuführung von Schleifschmiermittel erfolgt das Schleifen der Tabletten trocken mit entsprechender Schleifstaubbildung. Unter ansonsten normalen Betriebsumständen verursacht eine transiente Unterbrechung der Schmiermittelzuführung bedingt durch das Unterdruckkonzept keine relevant erhöhte Kontamination der Raumluft, d. h. der Luft außerhalb der Maschineneinhausung.

Beim Basisereignis *Genereller Unterdruckverlust, System Unterdruck Nichtverfügbarkeit* ist von einem zeitnahen automatischen, bzw. manuell ausgelösten Betriebsstopp auszugehen. Beim Basisereignis *Selektiver Unterdruckverlust durch Brandschutzklappe* ist nach der Ausführung bzw. des Vorhandenseins eines Monitoring-Systems zu unterscheiden. Ein unbemerkter Ausfall, d. h. ein nicht erwünschtes Schließen der Brandschutzklappe, kann in der Konsequenz durch das fehlende Unterdruckkonzept zu einer, wenn auch tendenziell begrenzten Kontamination der Raumluft führen. Als *worst case* Szenario wird hier von einem unerkannten, fehlerhaften Schließen der Brandschutzklappe ausgegangen.

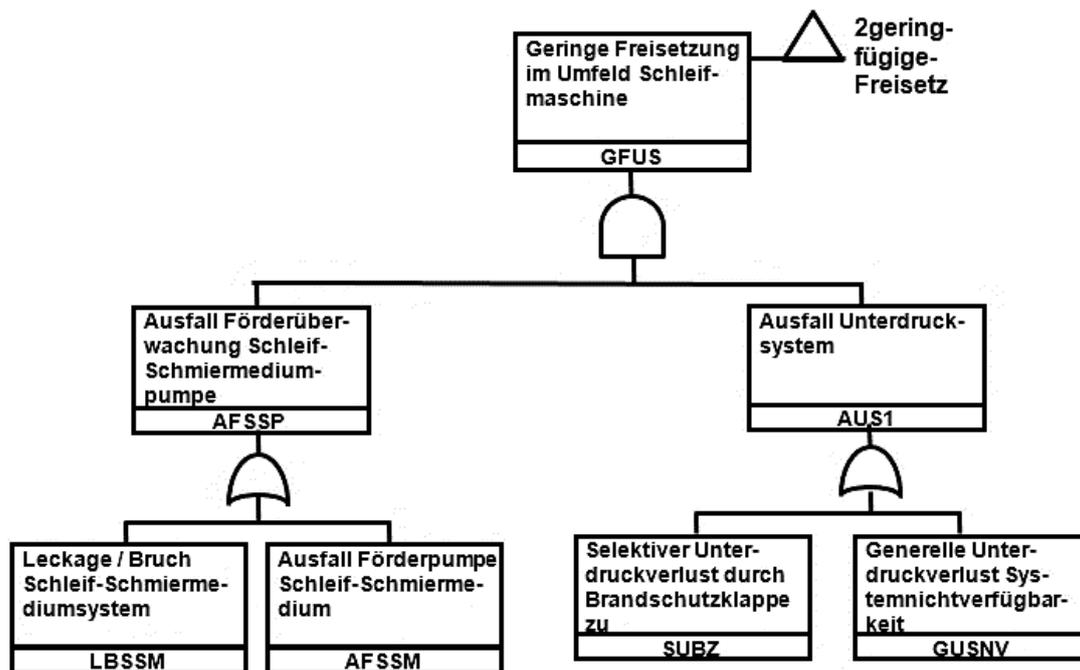


Abb. 3.12 Fehlerbaum mit dem Ausgangsterm *2geringfügige Freisetzung* als Verbindung zum gleichnamigen Eingangsterm der Abb. 3.11., rechte Seite

Zweig Freisetzung im Bereich des Pellet-Schleifens

Als an Freisetzung im Bereich des Pellet-Schleifens (vgl. Abb. 3.11. und Abb. 3.12) beteiligte Szenarien wirken die postulierten und in engem zeitlichem Zusammenhang stehenden Ereignisse:

- Brand in Einhausung (mit CO₂-Einblasung)
- Ausfall Unterdrucksystem
- Ausfall Förderüberwachung Schleif-Schmiermedium

Das Prinzip der gestaffelten Unterdruckbereiche wird im Wesentlichen, durch die in der Einhausung der Schleifmaschine befindliche Schleifstaub-Absaugung realisiert. Dadurch wird an den temporären bzw. ständigen Öffnungen ein in die Einhausung hinein gerichteter Luftstrom erzeugt, welcher die Vermeidung von sich ausbreitender Kontamination sicherstellt. Diese Eigenschaft ist ein wichtiger Baustein zur Vermeidung von sich ausbreitender Kontamination bei trockenem Schleifantrieb jeglicher Herkunft.

Parallel zu der Absaugung der Einhausung ist noch eine allgemeine Raumabluft-Absaugung vorhanden, ebenfalls zur Unterdruckgenerierung gegenüber dem Zugangsbereich. Die Druckstaffelung ist so organisiert, dass innerhalb der Einhausung der Schleifmaschine ein geringerer Druck als im Schleifraum aufgebaut wird.

Die CO₂-Löschanlage hat im Anforderungsfall die Aufgabe, durch entsprechendes Einblasen von CO₂ und die damit verbundene Verdrängung von Luftsauerstoff einen Brand zu ersticken. Hinsichtlich einer ausreichenden Effizienz muss das Fluten mit CO₂ zügig erfolgen, besonders innerhalb der nicht vollständig abgedichteten Einhausung. Das Prinzip des gerichteten Unterdrucks muss beim Anforderungsfall *CO₂ Einspeisung* im Umkehrschluss aufgegeben werden, damit die feuererstickende Wirkung des CO₂ nicht durch ein Absaugen verringert bzw. zunichte gemacht wird. Durch die Einspeisung von CO₂ in die Einhausung erfolgt damit eine Umkehr der Druckverhältnisse, d. h. es erfolgt ein Gasstrom vom Inneren der Einhausung nach außen. Somit ist in dem generischen System bei vorhandenen trockenen Schleifstäuben außerhalb der Einhausung mit einer Erhöhung der luftgetragenen Kontamination zu rechnen.

Das Ereignis *Brand in Einhausung* (mit zeitnaher CO₂-Flutung) bedarf als Grundvoraussetzung gemäß dem Verbrennungsdreieck die Komponenten Sauerstoff, brennbarer Stoff und Wärme bzw. Zündenergie. Da beim Betrieb der Schleifanlage im gesamten Raum normale atmosphärische Bedingungen herrschen, sind entsprechend ca. 20% Raumluftsauerstoff vorhanden. Diese Menge Sauerstoff ist ausreichend für einen Verbrennungsvorgang. Somit kommen den beiden weiteren Größen Zündenergie und Brandmittel entsprechend, eine erhöhte Bedeutung zu. Generell sind als Zündenergie im Ensemble der Schleifmaschine nur elektrische sowie thermische Zündenergie denkbar. Unter elektrischer Zündenergie soll hier ein zeitlich sehr begrenzter Energieeintrag verstanden werden, wie z. B. in Form von Zündfunken. Bei solchen transient gehaltenen Zündpulsen bedürfte es jedoch einem Brandmittel, das mehr zu transients Zündung neigt. Bei den hier vorliegenden Betriebsmitteln ist ein durch elektrische Zündfunken beginnender Brand auszuschließen, sodass im Folgenden auf eine thermische Zündung fokussiert wird, d. h. Selbstentzündung bedingt durch hohe Kontakttemperatur.

Als einzige mit ausreichend Energie für eine Temperaturerhöhung geeignete Komponente ist hier die Antriebseinheit der Schleifmaschine, respektive der Antrieb der Schleifscheibe, zu identifizieren. Der Antrieb der Schleifscheibe erfolgt im Wesentlichen durch eine Elektromotor-Getriebe-Kombination. Die Verbindung von Elektromotor, Getriebe und Schleifscheibe erfolgt über starre, kraftschlüssige Kupplungen. Das eingesetzte

Getriebe hat als Aufgabe eine Drehzahl- respektive eine Drehmomentwandlung durchzuführen. Das Getriebe ist umlaufmäßig ölgeschmiert. Durch seine spezifischen Eigenschaften ist Schmieröl als entsprechendes Brandmittel in der Betrachtung zu klassieren. Die Ölversorgung sowie der Rückfluss erfolgen über einen separaten Ölvorratsbehälter, der auch die Funktion eines Ölkühlers übernimmt. Die Ölumwälzung erfolgt über eine Pumpe im Ablaufbereich des Vorratsbehälters, der Öl-Zulauf zum Vorratsbehälter wird durch den geodätischen Höhenunterschied bewirkt. Ebenfalls werden die beiden ölgeschmierten Hauptlager der Schleifscheibe aus dem Getriebeölsystem mitversorgt.

Als mögliches Szenario wird in Verbindung mit dem Antriebsstrang eine durch den Verlust der mechanischen Integrität bedingter Wärmeeintrag durch Reibung im Allgemeinen bzw. durch einen Lagerschaden im speziellen Szenario gesehen. Neben dem latent vorhandenen Luftsauerstoff muss es zu einer Ölfreisetzung sowie zu einem thermischen Hotspot als Voraussetzung für eine Entzündung kommen. Diese Ausführungen zu einzelnen Basisereignissen werden vorausgeschickt für die Betrachtung des Szenarios *Brand in Einhausung*.

Als zu beachtendes Unterscheidungsmerkmal hinsichtlich der Einbringung von Brandlast ist die Versorgung des Getriebes sowie des Hauptspindellagers der Schleifscheibe mit Schmieröl im Gegensatz zum wasserbasierten Schleifschmiermittel zu sehen.

Ohne Zuführung von Schleifschmiermittel erfolgt das Schleifen der Pellets trocken mit entsprechender Schleifstaubbildung. Unter ansonsten normalen Betriebsumständen verursacht eine transiente Unterbrechung der Schmiermittelzuführung bedingt durch das Unterdruckkonzept keine relevant erhöhte Kontamination der Raumluft, d. h. der Luft außerhalb der Maschineneinhausung.

Beim Basisereignis *Genereller Unterdruckverlust, System Unterdruck Nichtverfügbarkeit* ist von einem zeitnahen automatischen, bzw. manuell ausgelösten Betriebsstopp auszugehen. Beim Basisereignis *Selektiver Unterdruckverlust durch Brandschutzklappe* ist nach der Ausführung bzw. des Vorhandenseins eines Monitoring-Systems zu unterscheiden. Ein unbemerkter Ausfall, d. h. ein nicht erwünschtes Schließen der Brandschutzklappe, kann in der Konsequenz durch das fehlende Unterdruckkonzept zu einer, wenn auch tendenziell begrenzten Kontamination der Raumluft führen. Als *worst case* Szenario wird hier von einem unerkannten, fehlerhaften Schließen der Brandschutzklappe ausgegangen.

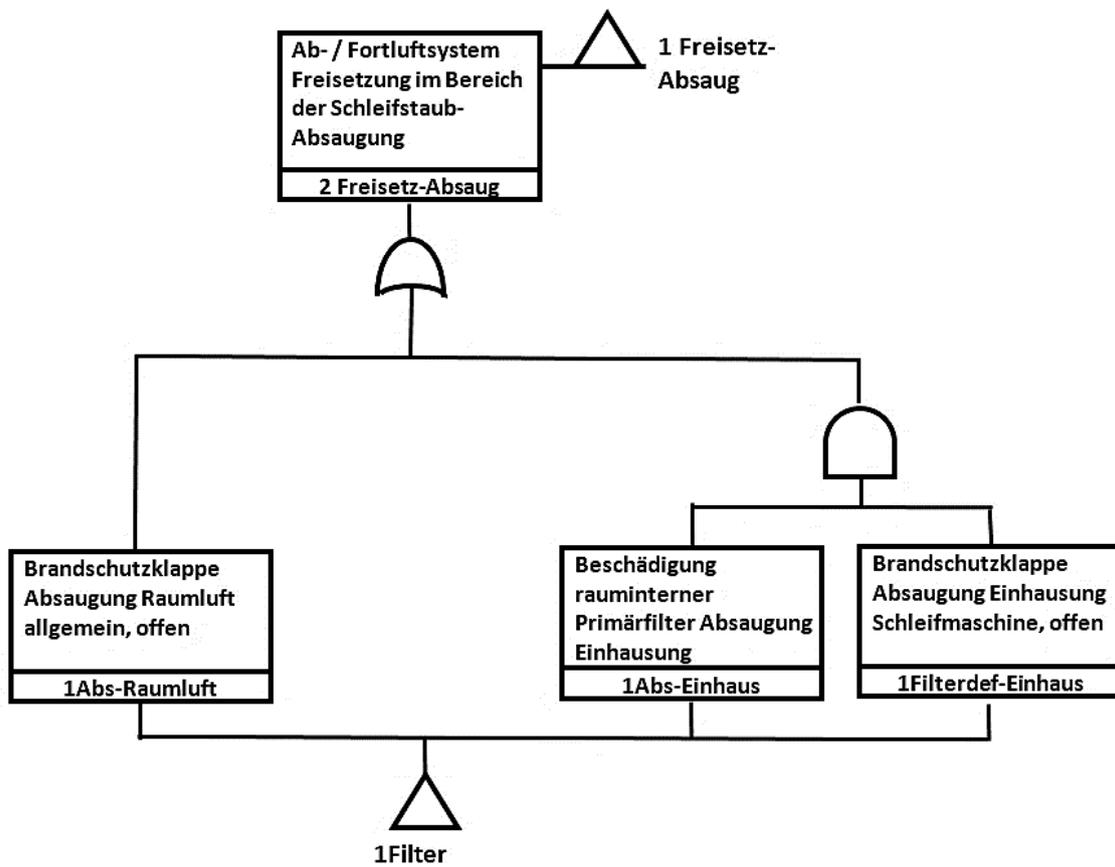


Abb. 3.13 Fortführung zu Abb. 3.11., 1Filter mit Raumabluft, sowie Absaugung Einhausung Schleifmaschine bis Übergabepunkt zum Abluftkamin

Zweig 1 Filter mit Raumabluft, sowie Absaugung Einhausung Schleifmaschine bis Übergabe

Als beteiligte Szenarien mit Raumabluft, sowie *Absaugung Einhausung Schleifmaschine* bis Übergabe, vgl. Abb. 3.13 als Fortführung von Abb. 3.11., wirken die in zeitlichem Zusammenhang stehenden Ereignisse:

- Beschädigung des rauminternen Primärfilters der Absaugung / Unterdruckerzeugung der Einhausung der Schleifmaschine durch den Druckstoß der Öl-Entzündung
- Auslösung der Brandschutzklappe *Absaugung Einhausung Schleifmaschine*
- Auslösung der Brandschutzklappe der allgemeinen *Raumluftabsaugung*

Durch die zeitlich nahen beieinanderliegenden Auslösungen der Brandschutzklappen der *Absaugung Einhausung Schleifmaschine* sowie der allgemeinen Raumluftabsaugung erfolgt eine faktische Abkoppelung des Raumes vom Abluftsystem. Danach erfolgt keine weitere Einspeisung von Schleifstaub bzw. Öl-Ruß in das Abluftsystem, weder durch den defekten Filterpfad der Absaugung Schleifmaschine noch durch die (ungefilterte) allgemeine Raumluftabsaugung.

Der Schadensrelevante Zeitraum lässt sich wie folgt beschreiben:

Die Schleifmaschine ist zunächst im Normalbetrieb, d. h. das Schleifwasser bindet den Großteil des Schleifabriebs. Restlicher luftgetragener Schleifabrieb wird nahezu vollständig über die einhausungsinterne Absaugung erfasst und über die primäre, rauminterne Filterstufe geführt. Danach wird diese Abluft nach dem Durchströmen der Brandschutzklappe mit der eigentlichen Raumabluft vereinigt und dem allgemeinen Abluftstrom zugeführt.

Ab dem Zeitpunkt der Teilerstörung der Membran des primären Absaugfilters der Einhausung durch den Öl-Zündungsdruckstoß verliert die Filterstufe weitgehend ihre Funktion, d. h. bis zur Schließung der Brandschutzklappe gelangt Schleifabrieb ungefiltert in das Abluftsystem. Zudem gelangt im Augenblick der Teilerstörung der Filtermembran durch den Druckstoß bereits im Filter zurückgehaltener Schleifabrieb ebenfalls schlagartig in den Abluftstrom.

In Konsequenz ergeben sich bei der mengenmäßigen Betrachtung des Schleifabriebs folgende Phasen:

- **Normalbetrieb:** Es befindet sich ein mengenmäßig unbedeutendes Schleifabriebsvolumen im Abluftstrom, der nach der Primärfilterung abgeht.
- **Phase 1** beginnt in dem Augenblick, zu dem durch den Zündungsdruckstoß mit dem dadurch verbundenen Verlust der Filtermembranintegrität bereits im Filter zurückgehaltener Schleifabrieb schlagartig zusätzlich in den Abluftstrom freigesetzt wird, d. h. zunächst erfolgt im Bereich der Einleitung des Abluftstroms des Schleifraums in den Gesamtabluftstrom eine Anstiegsspitze an Schleifabrieb.
- **Phase 2** bildet den Zeitraum, zu dem nach dem Ausspülen der Filterreste die Mengenkonzentration zunächst etwas zurückgeht.
- **Phase 3** bildet die Zeitspanne bis zum Schließen der Brandschutzklappe mit einem langsamen Anstieg der luftgetragenen Aktivität durch Verdampfen des Schleifschmier- und -kühlmittels (Wasser).

Der integrale, luftgetragene Schleifabrieb erreicht die Ausgangsfilterbänke vor dem Abluftkamin mit einer gewissen zeitlichen Verzögerung, die durch den Öl-Entzündungsdruckstoß unbeeinflusst sind. Die vor den Ausgangsfilterbänken installierte redundante Aktivitätsmesstechnik zeigt einen zum geschilderten Verlauf korrespondierenden Anstieg. Die redundante und diversitäre Aktivitätsmessung nach dem Filter bleibt jedoch unauffällig. Mit dem Schließen der Brandschutzklappen normalisieren sich die Werte, während durch die Auslösung der CO₂-Feuerlöschung der Anlagenteil in den Feueralarmmodus übergeht. Ein Anstieg der Aktivitätsabgabe nach dem Abluftfilter bzw. vor Abgabe an die Fortluft würde zu entsprechenden Warnmeldungen bis hin zu einem automatischen Abluftstop führen, um eine Abgabe von Radioaktivität an die Umgebung zu verhindern bzw. zu reduzieren. Somit wird dieser Zweig in die spätere, rechnerische Betrachtung hinsichtlich Aktivitätsabgabe nicht mit eingebunden.

Eine mögliche Überschreitung von Flüssigkeitsmengen im Hinblick auf die Kritikalitätssicherheit, d. h. hier die Einhaltung der mengenmäßigen Sicherheitsparameter, wird basierend auf der integral nur begrenzt vorhandenen Flüssigkeits- und Kernbrennstoffmenge nicht verfolgt. Kritikalitätsrelevante Grenzwerte werden nicht überschritten.

3.5.6.1 Zuverlässigkeitskenngrößen

Zur weiteren Bearbeitung ist eine Datenerhebung der Basiswahrscheinlichkeiten für die einzelnen Schadens- bzw. Fehlerszenarien notwendig. Eine fundierte Berechnung der Eintrittswahrscheinlichkeit bestimmter Szenarien setzt jedoch das Vorhandensein von realistischen, belastbaren Zuverlässigkeits- und Wahrscheinlichkeitsgrößen voraus.

Als mögliche Datenquelle für Wahrscheinlichkeiten steht hier nur die Analyse von meldepflichtigen, anlagenspezifischen Ereignissen zur Ableitung von Zuverlässigkeitskenngrößen zur Verfügung. Basierend auf dem hier konstruierten beispielhaften Maschinensatz mit seinen erheblichen Abweichungen zu existierenden bzw. im kerntechnischen Einsatz befindlichen Lösungen konnten keine realen und ausreichend belastbaren Zuverlässigkeitswerte ermittelt werden. Ebenso gibt es keine realen Datensätze zu den Zuverlässigkeitskenngrößen der unterstellten Schleifmaschine bzw. deren Einzelkomponenten. Somit wurden parallel zu allgemeinen Internetrecherchen grobe Schätzwerte angesetzt. Aufgrund der vorliegenden generischen Untersuchungen zur Demonstration der Methodik stellt dies keine grundsätzliche Einschränkung der erzielten Ergebnisse dar.

Tab. 3.15 Schätzwerte der Eintrittswahrscheinlichkeiten der Funktionsfähigkeit bzw. der Fehlfunktion von Komponenten- / Teilsystemen, sowie des Vorhandenseins von kritischen Einwirkungsfaktoren

Komponente bzw. Teilsysteme	Eintrittswahrscheinlichkeit
Ausschütten Pellets ohne Bruch aus Transportschiffchen	$9,999 \times 10^{-1}$
Einreihen Pellets auf Transportmedium ohne Bruch	$1,000 \times 10^0$
Analgenbetrieb ohne Lastenabsturz auf das Pellet-Transportsystem bzw. direkt auf Pellets	$1,000 \times 10^0$
Anlagenbetrieb ohne Auftreten kritischer elektr. Zündenergie	$1,000 \times 10^0$
Anlagenbetrieb ohne Auftreten kritischer therm. Zündenergie	$9,968 \times 10^{-1}$
Funktionsfähige Elektronikkomponente & Isolationsmaterial	$9,997 \times 10^{-1}$
Getriebeöl außerhalb Vorratsbehälter aber innerhalb Einhausung	$1,000 \times 10^{-3}$
Fehlerhafter selektiver Unterdruckverlust durch Brandschutzklappe	$1,900 \times 10^{-2}$
Genereller Unterdruckverlust/Systemnichtverfügbarkeit	$5,800 \times 10^{-3}$
Leckage/Leitungsbruch Schleif-/Schmiermittelsystem	$1,300 \times 10^{-2}$
Ausfall Förderpumpe Schleif-/Schmiermittelsystem	$3,200 \times 10^{-3}$
Pellet-Einreihungsmanagement funktionsfähig	$9,998 \times 10^{-1}$
Überfüllungs-/Gewichtsüberwachung, Kumulierungsreservoir funktionsfähig	$9,962 \times 10^{-1}$
Gesamt-Abluftstrang mit Filterbänken und Überwachung funktionsfähig	$9,999 \times 10^{-1}$
Beschädigung des rauminternen Primärfilter Absaugung	$1,230 \times 10^{-3}$
Brandschutzklappe Absaugung Einhausung Schleifmaschine fehlerhaft offen	$4,320 \times 10^{-3}$
Brandschutzklappe Absaugung Raumluft, allgemein, fehlerhaft offen	$2,882 \times 10^{-2}$

Als Zeitbasis für die Eintrittswahrscheinlichkeit wurde für die Komponenten ein Betrieb von zwölf Stunden am Tag, bei einer Fünftagewoche und 52 Wochen pro Jahr angesetzt. Somit ergeben sich 3.120 Stunden Betrieb pro Jahr.

3.5.6.2 Abschätzung der Fehlerwahrscheinlichkeiten

Basierend auf den in Tab. 3.15 genannten Werte, wurden für die einzelnen, in den Abbildungen dargestellten Verknüpfungen sowie für das Gesamtsystem, eine rechnerische Abschätzung der Fehlereintrittswahrscheinlichkeit pro Jahr gemäß den dargestellten Gatter-Verknüpfungen mittels Handrechnung durchgeführt. Je nach Bedarf wurde die aufgelistete Größe Eintrittswahrscheinlichkeit auch als Komplement, d. h. als Nicht-Eintrittswahrscheinlichkeit des genannten Szenarios verwendet.

Für den Zweig in Abb. 3.9 *Ereignisse im Bereich der Pellet-Zuförderung des Schleifprozesses* ergibt sich, basierend auf den oben genannten Werten, eine Eintrittswahrscheinlichkeit einer Fehlfunktion von gerundet $1 \times 10^{-4} \text{ a}^{-1}$. Diese verschwindende Freisetzungswahrscheinlichkeit ist bedingt durch die fast erreichte Fehlerfreiheit hinsichtlich potentieller Freisetzung bei Bruch, d. h. *Bruch beim Ausschütten aus Transportschiffchen* (BATs), bzw. die Fehlerfreiheit bei *Bruch beim Einreihen auf Transportfördermedium* (BETf) und *Bruch durch Lastenabsturz auf Transportfördermedium* (BLAt).

Für den Zweig in Abb. 3.10 mit den Basisereignissen *Bruch bei der Einreihung auf Transportmedium* (BETF1), *Ausfall Pellet Einreihungsmanagement* (ATEM), *Ausfall Gewichtsüberwachung Kumulierungsreservoir* (AGK) und *Bruch durch Lastenabsturz auf Transportfördermedium bzw. Pellet* (BLAT1), ergibt sich für den *Verlust mechanischer Integrität von Pellet im Bereich der Abförderung* (2Freisetz-Abförder) eine Fehlereintrittswahrscheinlichkeit von gerundet $8,6 \times 10^{-7} \text{ a}^{-1}$.

Für den Zweig in Abb. 3.12 mit den Basisereignissen *Leckage/Leistungsbruch Schmiermediumsystem* (LBSSM), *Ausfall Förderpumpe Schleif-Schmiermedium* (AFSSM), *Selektiver Unterdruck durch Brandschutzklappe zu* (SUBZ) und *Genereller Unterdruckverlust Systemnichtverfügbarkeit* (GUSNV) ergibt sich eine Fehlereintrittswahrscheinlichkeit von gerundet $4 \times 10^{-4} \text{ a}^{-1}$.

Für den Zweig in Abb. 3.11 mit den Basisereignissen *Elektrische Zündenergie* (EZE), *Thermische Zündenergie* (TZE), *Elektronikkomponenten & Isolationsmaterial* (EKIK), *Getriebeöl außerhalb Vorratsbehälter aber innerhalb Einhausung* (GAVE), *Selektiver Unterdruckverlust durch Brandschutzklappe zu* (SUBZ) und *Genereller Unterdruckverlust Systemnichtverfügbarkeit* (GUSNV) ergibt sich eine Fehlereintrittswahrscheinlichkeit von gerundet $4 \times 10^{-4} \text{ a}^{-1}$.

Für den Zweig in Abb. 3.8 mit den Eingangseignissen *Freisetzung im Bereich der Zuförderung* (1Freisetzung-Zuförderung), *Freisetzung im Bereich des Schleifens der Pellets* (1Freisetzung-Schleife) und *Freisetzung im Bereich der Abförderung Pellets* (1Freisetzung-Abförderung) sowie *Freisetzung im Bereich der Schleifstaub-Absaugung* (1Freisetzung-Absaugung) ergibt sich somit für den Gesamtprozess bis zum Übergabepunkt an das Kamin-Fortluftsystem) eine Eintrittswahrscheinlichkeit einer Freisetzung mit einer Wahrscheinlichkeit von gerundet $4 \times 10^{-4} \text{ a}^{-1}$.

Sonderfall *Common Cause Failure*

Exemplarisch soll hier als Beispiel für einen Common Cause Failure (CCF) der Ausfall der elektrischen Versorgung der einzelnen Versorgungsnetze erwähnt werden.

Die Pellettschleifmaschine inkl. ihrer Zu- und Abförderungsprozesskomponenten werden in diesem Szenario über das nicht notstromgesicherte, d. h. das betriebliche Stromnetz versorgt. Ein Ausfall der elektrischen Versorgung führt zu einem sofortigen Stillstand der Maschine und hat keinerlei sicherheitstechnische Relevanz. Das notstromgesicherte Brandmeldesystem ist für den relevanten Zeitraum verfügbar.

Da nach der Auslösung der CO₂-Löschanlage die Gas-Flutungsventile selbsthaltend sind, wäre ein Ausfall der Notstromversorgung nach Auslösung der Löschanlage zur Brandbekämpfung unkritisch.

Bei einem Ausfall der Notstromanlage parallel zur betrieblichen Spannungsversorgung und Auftreten des postulierten Brandes würden die Brandschutzklappen über ihre integrierten Feder-Schmelzsicherungen geschlossen, sowie die CO₂-Raumflutung über deren Thermosicherung ausgelöst.

Ohne die betriebliche Spannungsversorgung ist die Relevanz des betrachteten CCF-Szenarios als unerheblich einzustufen, da ohne Betrieb der Maschine die unterstellte Überhitzung und der resonanzbedingte Abriss der Ölleitung nicht eintreten kann.

Ebenfalls ist die kumulative Brandlast innerhalb des Schleifraums so begrenzt, dass bei einer vollständigen exothermen Umsetzung der vorhandenen Brandlast des Raums, baulich für den Raum bzw. dessen Nachbarräume kein relevantes Sicherheitsrisiko ausgeht.

Somit mündet der CCF-Fall in diesem Beispiel in kein besonderes Sicherheitsrisiko.

3.5.7 Schlussfolgerungen zu der generischen Anlage

Ungeachtet von vorhandenen bzw. nicht vorhandenen Ausfallwahrscheinlichkeiten zeigt das entsprechend gewählte generische Szenario, dass hier bedingt durch den Einsatz eines mit Öl geschmierten Getriebes und die damit eingebrachte potenzielle Brandlast eine sicherheitstechnische Schwachstelle vorhanden ist. Dies betrifft insbesondere die postulierte Menge an Schmieröl und den Einsatz eines Vorlagebehälters, der zudem noch über Leitungen mit dem eigentlichen Getriebe verbunden ist. Jede dieser Komponenten erhöht die Ausfallgefährdung dieses hypothetischen Prozessschrittes essenziell.

Eine mögliche Abhilfe wäre in Form einer getriebelosen Maschine oder zumindest einer direkt fettgeschmierten und vollständig gekapselten Drehmomentwandlung zu sehen. Des Weiteren könnte mit verschiedenen leittechnischen Monitoring-Arten wie z. B. einer Überwachung der Leistungsaufnahme des Antriebsstrangs der Schleifmaschine, durch eine Vibrationsüberwachung oder einiger zusätzlicher Temperaturmessstellen, ein anomales Betriebsverhalten frühzeitig erfasst und entsprechende Abschaltmaßnahmen automatisch eingeleitet werden, um eine Eskalation zu verhindern. Als weitere mögliche Konsequenz könnte der Einsatz einer Sauerstoffreduzieranlage sein, wie sie heutzutage bereits oft in IT- und Serverräumen, Archiven oder auch Lagerhallen eingesetzt werden. Durch eine Reduktion des Sauerstoffanteils reduzierte sich die Entzündungsgefahr von brennbaren Materialien erheblich und trüge so zu einer höheren Sicherheit bei. Allerdings wäre der dabei technisch zu betreibende Aufwand, bedingt durch die Anforderungen an den kontrollbereichsbedingten Luftaustausch, hier im Schleifraum mit einer geforderten Luftaustauschrate von 1 h^{-1} , unverhältnismäßig hoch.

Abschließend sei nochmals auf den generischen Charakter des beschriebenen Anlagenteils und der bewusst zur Generierung des Fehlerfalls vorhandenen Schwachstellen hingewiesen. Die gewählte Anordnung entspricht nicht dem Einzelfehlerkriterium und wäre aus kerntechnischer Sicht so nicht genehmigungsfähig. Es existieren keine bewussten Parallelen zu bekannten Anlagen.

3.6 Zusammenfassung

Mit Bezug zum Betrieb von Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung wurde exemplarisch für die Pelletherstellung für Brennelemente ein hypothetisches Störfallszenario aus dem Bereich der Brennstoffpellets und hier bei der mechanischen Pellets-Konfektionierung (Schleifstation) aufgestellt, beschrieben und eine rechnerische Abschätzung der Fehlerwahrscheinlichkeit durchgeführt. Da hier die Demonstration einer Methodik im Fokus liegt, wurde bewusst kein realitätsnaher, sondern vielmehr ein mit bewusst platzierten (und typischerweise in realen Anlagen vermiedenen) Schwachstellen versehener Komponentenaufbau konstruiert.

In einer prinzipiellen Art und Weise wurden anhand dieser postulierten Anordnung die *What-If*, *Hazard and Operability* Analyse (HAZOP) sowie die beiden Methoden der Deterministischen Störfall- und Ereignisbaumanalyse (*Event Tree Analysis*, ETA) und die der Fehlerbaum- und probabilistische Sicherheitsanalyse (*Fault Tree Analysis*, FTA und PSA) angesetzt und deren Ergebnisse exemplarisch aufgezeigt. Besonders für komplexe Systeme, neuartige Systemauslegungen und Plausibilitätsprüfungen sind die Fehlerbaumanalyse sowie die HAZOP und What-IF Untersuchung geeignet. Quantitative Analysen sind hingegen nur mit der Fehlerbaum- und Ereignisbaumanalyse zu erzielen. Bei Abfolgeabhängigkeiten ist lediglich die Ereignisbaumanalyse dafür geeignet.

Bedingt durch den Charakter eines Postulats sowie einer generell mangelhaften Datengrundlage hinsichtlich dokumentierter Ausfallwahrscheinlichkeiten der einzelnen, am Prozess beteiligten Komponenten und Systeme, sind die rechnerisch verwendeten Wahrscheinlichkeiten nicht belastbar. Trotzdem wurde, um die generische Vorgehensweise zu zeigen, der Vollständigkeit halber auch eine rechnerische Verknüpfung einzelner Wahrscheinlichkeiten durchgeführt. Vielmehr wird auch durch die Anwendung der einzelnen Verfahren aufgezeigt, dass es sich je nach Fragestellung bzw. Zielsetzung hinsichtlich einer Gesamtbetrachtung des Systems um sich ergänzende Methoden handelt.

Die ermittelte Eintrittswahrscheinlichkeit bzw. das Ergebnis sind, wie Eingangs bereits erwähnt, auf keine der bekannten und in Betrieb befindlichen Anlagen direkt oder indirekt übertragbar.

4 Nukleare Sicherheit: Handbuch zur Kritikalität

4.1 Einleitung

Das Handbuch zur Kritikalität, das seit den siebziger Jahren von der GRS gepflegt und veröffentlicht wird, gliedert sich aktuell in zwei Bände; die früheren Bände II und III wurden im Zuge der letzten Veröffentlichung 2015 in Band 2 zusammengefasst. In Band 1 /GRS 15/ sind zahlreiche mit Kritikalität in Zusammenhang stehende Themengebiete dargelegt. Neben den Grundlagen der Kritikalität umfassen diese u. a. experimentelle Aufbauten, Rechenverfahren, Neutronenwechselwirkungen und nukleare Unfälle. In den zwei Teilen von Band 2 sind eine Vielzahl von berechneten kritischen und weiteren relevanten Parameterkurven und Tabellen für verschiedene Spaltstoffsysteme zusammengefasst, die jeweils die kritischen Werte des Systems in Abhängigkeit der Dichte des Spaltstoffs zeigen. Dabei werden zumeist das kritische Volumen und die kritische Masse einer vollständig reflektierten Kugel, die kritische Schichtdicke einer unendlichen ausgehenden Platte und der Radius eines unendlich langen Zylinders betrachtet. Diese Kurven sind meist für mehrere Anreicherungen und teilweise für unterschiedliche Konfigurationen und Stoffmischungen berechnet.

In Teil 1 von Band 2 sind alle Systeme gesammelt, die ^{235}U als Spaltstoff besitzen /GRS 19d/. Dies beinhaltet auch einige Systeme, in denen zusätzlich Thorium enthalten ist. In Teil 2 von Band 2 werden kritische Systeme mit anderen Spaltstoffen behandelt, was i. W. Plutonium, ^{233}U , Mischungen aus Uran und Plutonium, bzw. Mischungen aus Plutonium mit Thorium beinhaltet /GRS 19e/. In dieser Veröffentlichung wurden zahlreiche neu berechnete und auf den neuesten Stand aktualisierte Kritikalitätsdaten betrachtet, die v. a. in den Vorhaben 3606R02536 /GRS 09/, 3610R03350 /KIL 13/, 3613R03350 /KIL 16/ und 4716E03350 /SOM 19/ berechnet wurden. Dies umfasst wässrige Systeme mit ^{235}U , Plutonium, Uran-Plutonium-Mischungen, ^{233}U , ^{233}U - ^{232}Th -Mischungen, sowie die im Vorgängervorhaben revidierten und neu berechneten Parameterkurven und -werte für Uran(VI)-oxid (UO_3), Ammoniumuranylcarbonat (AUC), Ammoniumplutonylcarbonat (APuC), Ammoniumuranylplutonylcarbonat (AUPuC), Ammoniumdiuranat (ADU), sowie Uranylinitrat ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$).

Je nach Stoffsystem sind aus den genannten Arbeiten qualitative oder quantitative Abschätzungen zur Konservativität der angegebenen Parameterwerte in den jeweiligen Textvorspann der Stoffsysteme ins Handbuch übernommen worden, soweit sinnvoll und notwendig.

In diesem Zuge erfolgte der Textsatz in LaTeX2 ϵ /GOO 94/, /KOP 00/ zur Erzeugung von Dateien im PDF-Format. Zahlreiche Datenblätter, die aus älteren Ausgaben des Handbuchs übernommen und nicht ersetzt wurden und die bislang nur analog auf Papier bzw. als gescanntes PDF vorlagen, wurden mit Hilfe der freien Software *Engauge Digitizer* /ENG 18/ aus den alten Abbildungen digitalisiert, neu gezeichnet und ebenfalls in die Datensammlung übernommen.

Im Rahmen der vorliegenden Arbeit wurden die beiden Teile von Band 2 des GRS „Handbuch zur Kritikalität“ inhaltlich und redaktionell überarbeitet, aktualisiert, ins Englische übersetzt und veröffentlicht:

- Criticality Handbook (Volume 2): Compilation of Criticality Parameters, Part 1: Data for $^{235}\text{Uranium}$ /GRS 22a/
- Criticality Handbook (Volume 2): Compilation of Criticality Parameters, Part 2: Data for Plutonium, $^{233}\text{Uranium}$ and Higher Actinides /GRS 22b/

Im Folgenden wird in Kapitel 4.2 die Revision und Aktualisierung von kritischen Parameterkurven von Urandioxid-Thoriumdioxid und Plutonium-(IV)-Oxalat beschrieben. In Kapitel 4.3 werden die durchgeführten Arbeiten zur Validierung der neugerechneten Parameterkurven präsentiert. Kapitel 4.4 gibt einen Überblick über die Arbeiten zur elektronischen Version des Handbuchs zur Kritikalität.

4.2 Revision und Aktualisierung von kritischen Parameterkurven

Die im Handbuch zur Kritikalität gesammelten kritischen Parameterkurven (Kugelvolumen, und -masse, Radius eines unendlich ausgedehnten Zylinders und Dicke einer unendlich ausgedehnten Schicht) stützen sich für einige Materialien immer noch auf Berechnungen aus den Siebzigerjahren des letzten Jahrhunderts. Die Relevanz dieser Stoffe und der mit ihnen verbundenen Kritikalitätssicherheitsparameter für die nukleare Sicherheit ist nach wie vor gegeben, da sie international bis heute noch in verschiedenen Anlagen verwendet werden. Dies zeigt beispielsweise ein Vorkommnis vom 13.07.2016 in der US-amerikanischen Brennelementfabrik Columbia, bei dem es zu einer unerwarteten Akkumulation von Spaltstoff in einem Wäscher während der Konversion von Kernbrennstoff kam; Kritikalität wurde hier nicht erreicht. Zur Bewertung derartiger Vorkommnisse müssen die relevanten bestehenden, insbesondere älteren Daten immer wieder überprüft, und falls sie überholt und gegenüber neueren Erkenntnissen nicht mehr konservativ sind, neu berechnet werden, um den aktuellen Stand von Wissenschaft und

Technik wiederzugeben. Andernfalls können die bestehenden Daten weiterverwendet werden.

In diesem Vorhaben wurden für die folgenden Stoffzusammensetzungen die kritischen Parameterkurven überprüft, nachgerechnet und mit den ursprünglichen Daten verglichen. Die historischen Daten wurden in diesen Fällen im Handbuch zur Kritikalität durch die neu berechneten Daten ersetzt. Es wurden folgende Stoffzusammensetzungen betrachtet:

- Urandioxid-Thoriumdioxid mit H₂O als Lösungsmittel und Moderator bei verschiedenen Masseverhältnisse von Uran- zu Thoriumdioxid.
- Urandioxid-Thoriumdioxid mit Isopropanol (C₃H₈O) als Lösungsmittel und Moderator bei verschiedenen Masseverhältnisse von Uran- zu Thoriumdioxid.
- Plutonium-(IV)-Oxalat-Hexahydrat und Plutonium-(IV)-Oxalat-Dihydrat.

Zunächst wurde in einer Literaturrecherche nach aktuellen Daten zu den in der Forschung relevanten Zusammensetzungen dieser Stoffe gesucht. Diese umfassen relevante Urandioxid-Thoriumdioxid-Mischungsverhältnisse unter Beachtung der relevanten Anreicherungen von Uran, und Informationen zu den maximalen theoretischen Dichten der berechneten Stoffe. In Tab. 4.1 ist eine Übersicht über die nachgerechneten Stoffsysteme gegeben.

Tab. 4.1 Übersicht über die nachgerechneten Stoffsysteme

Name	Kürzel	Strukturformel
Urandioxid-Thoriumdioxid mit H ₂ O	U235/Th-OXID-HOM	(U-Th)O ₂ – H ₂ O
Urandioxid-Thoriumdioxid mit Isopropanol	U235/Th-OXID-HOM-ISOP	(U-Th)O ₂ – C ₃ H ₈ O
Plutonium-(IV)-Oxalat-Hexahydrat	PU-OX-HOM	Pu(C ₂ O ₄) ₂ · 6H ₂ O
Plutonium-(IV)-Oxalat-Dihydrat	PU-OX-HOM	Pu(C ₂ O ₄) ₂ · 2H ₂ O

Für die Berechnungen der kritischen Parameterkurven kam die Programmsequenz CSAS1 des vom Oak Ridge National Laboratory entwickelten Programmsystems SCALE 6.2.3 /REA 17/ unter Verwendung einer auf ENDF/B-VII.1-Daten basierenden 252-Gruppen-Wirkungsquerschnittsbibliothek zum Einsatz /CHA 11/. Im Zonensuchmodus des S_N-Verfahrens (Methode der diskreten Ordinaten) wurden die kritischen Volumina und kritischen Massen für vollständig wasserreflektierte Kugeln, die kritischen

Radien von vollständig wasserreflektierten, unendlich langen Zylindern und die kritischen Dicken von vollständig wasserreflektierten, unendlich ausgedehnten Platten der Spaltstofflösungen in Abhängigkeit der spaltenden Schwermetallkonzentration (Uran und Thorium, bzw Plutonium) in der Lösung ($c_{U,Th}$ [gSM/cm³], c_{Pu} [gPu/cm³]) ermittelt (jeweils mit 30 cm dicker allseitiger Schicht am Wasserreflektor). Bei allen Spaltstoffsystemen wurde der bei einer Reduzierung der Schwermetalldichte der freiwerdende Volumenanteil durch Wasser aufgefüllt (Restwasserauffüllung). Die vorhandenen Rechnungen wurden um zusätzliche Uran-Anreicherungen, Mischungsverhältnisse zwischen Uran und Thorium und Plutoniumvektoren erweitert.

Zusätzlich wurden noch für alle untersuchten Spaltstofflösungen das Moderationsverhältnis Wasserstoff/Schwermetall (H/U+Th) bzw. Wasserstoff/Plutonium (H/Pu) berechnet. Des Weiteren wurde k_{inf} für alle Anreicherungen in Abhängigkeit von der Spaltstoffdichte ermittelt. Außerdem wurden die kleinsten kritischen SM-Konzentrationen bzw. Plutonium-Konzentrationen und das maximale k_{inf} gegen die Anreicherung in Gew% SM (bzw. Gew% ²⁴⁰Pu) dargestellt.

In den folgenden Kapiteln 4.2.1 und 4.2.2 werden die relevanten Details zu den neu gerechneten Spaltstofflösungen zusammengefasst. So werden auch die recherchierten Informationen zu den Strukturformeln der nachgerechneten Stoffsysteme und die Berechnung der jeweils maximalen theoretischen Dichte gegeben.

4.2.1 Homogene Urandioxid-Thoriumdioxid Mischung

Urandioxid-Thoriumdioxid-Mischbrennstoffe werden für moderne, neue Reaktorkonzepte diskutiert. In diesen Konzepten dient das ²³⁵U zum anfänglichen Beginn der Kettenreaktion im Reaktor, während aus dem reinen ²³²Th im Betrieb in einem thermischem Spektrum ²³³U erbrütet wird. Dieses führt zur Erzeugung von neuem Spaltmaterial, das direkt der weiteren Aufrechterhaltung der Kettenreaktion während des Reaktorbetriebs dienen kann, oder in einer späteren Rezyklierung chemisch aus dem bestrahlten Brennstoff gewonnen werden kann.

Für das Uran-Thorium-Spaltstoffsystem wurden typische Paare aus Uran-Thorium-Mischungsverhältnis und ²³⁵U-Anreicherungen verwendet, die international im Fokus der Forschung stehen, siehe Tab. 4.2.

Tab. 4.2 Nachgerechnete Paare aus Uran-Thorium-Mischungsverhältnis und ²³⁵U-Anreicherungen

Uranoxid-Anteil [wt%UO ₂ in UThO ₂]	²³⁵ U-Anreicherungen [wt% ²³⁵ U im U]	Quelle
10	100	AVR /ZIE 97/
15	100	Universität Berkeley /GRE 15/
20	20	Indien /BAS 09/
20	100	AVR /ZIE 97/
25	20	PWR Thorium BM /WEA 00/
30	25	Universität Berkeley /GRE 15/
90	5	Thor Energy /THO 21/

Bestimmung der theoretischen Dichte von Urandioxid-Thoriumdioxid

Die Dichte von Urandioxid-Thoriumdioxid wurde für die Berechnung der kritischen Parameterkurven unter Verwendung der theoretischen Molekülgrößen mit Hilfe der Gl. (4.1) bis Gl. (4.3) berechnet /YAM 97/, /LEI 15/.

Gitterkonstante α_{U,ThO_2} des Urandioxid-Thoriumdioxid-Mischkristalls:

$$\alpha_{U,ThO_2} [\text{pm}] = X_U \cdot \alpha_{UO_2} + (1 - X_U) \cdot \alpha_{ThO_2} \quad (4.1)$$

X_U at.% U in UTh (bzw. UO₂ in UThO₂)

α_{UO_2} Gitterkonstante UO₂ = 547,1 pm

α_{ThO_2} Gitterkonstante ThO₂ = 559,76 pm

Molmasse M_{U,ThO_2} des Urandioxid-Thoriumdioxid-Mischkristalls:

$$M_{U,ThO_2} [u] = X_U \cdot (M_{238U} \cdot (1 - X_{235U}) + M_{235U} \cdot (X_{235U})) + (1 - X_U) \cdot M_{232Th} + 2 \cdot M_{16O} \quad (4.2)$$

X_U Gew% U

M_{238U} Molmasse von $^{238}U = 238,05079$ u

M_{235U} Molmasse von $^{235}U = 235,04393$ u

M_{232Th} Molmasse von $^{232}Th = 232,038055$ u

M_{16O} Molmasse von $^{16}O = 15,9994$ u

Volumen V der Einheitszelle:

$$V[\text{cm}] = \alpha_{U,ThO_2} \cdot 10^{-10} \quad (4.3)$$

Dichte von Urandioxid-Thoriumdioxid:

$$\rho \left[\frac{\text{g}}{\text{cm}^3} \right] = \frac{4 \cdot M_{U,ThO_2}}{V \cdot 6,022 \cdot 10^{23}} \quad (4.4)$$

Der Faktor 4 ergibt sich durch vier Elemente pro Einheitszelle.

Daraus ergibt sich eine maximale Urandioxid-Thoriumdioxid zwischen $9,99950 \text{ g/cm}^3$ für reines Thorium bis $10,95375 \text{ g/cm}^3$ für reines ^{238}U . Dies ergibt eine maximale Schwermetалldichte von $8,78765$ bis $9,65581 \text{ g/cm}^3$.

Abb. 4.1 zeigt beispielhaft die kritische Kugelmasse für die gerechneten Paare aus dem Verhältnis von Urandioxid (Gew% UO_2) und Thoriumdioxid (Aufgefüllt auf 100 Gew%) und der Uran Anreicherung (Gew% ^{235}U) in Abhängigkeit der Schwermetallkonzentration. Die kritische Kugelmasse gibt an, ab welcher Masse ein System in Kugelgeometrie bei gegebener Schwermetallkonzentration des Systems kritisch wird. Alle neu gerechnete Kurven sind in der aktuellen Veröffentlichung des *Handbuch zur Kritikalität* enthalten /GRS 22a/.

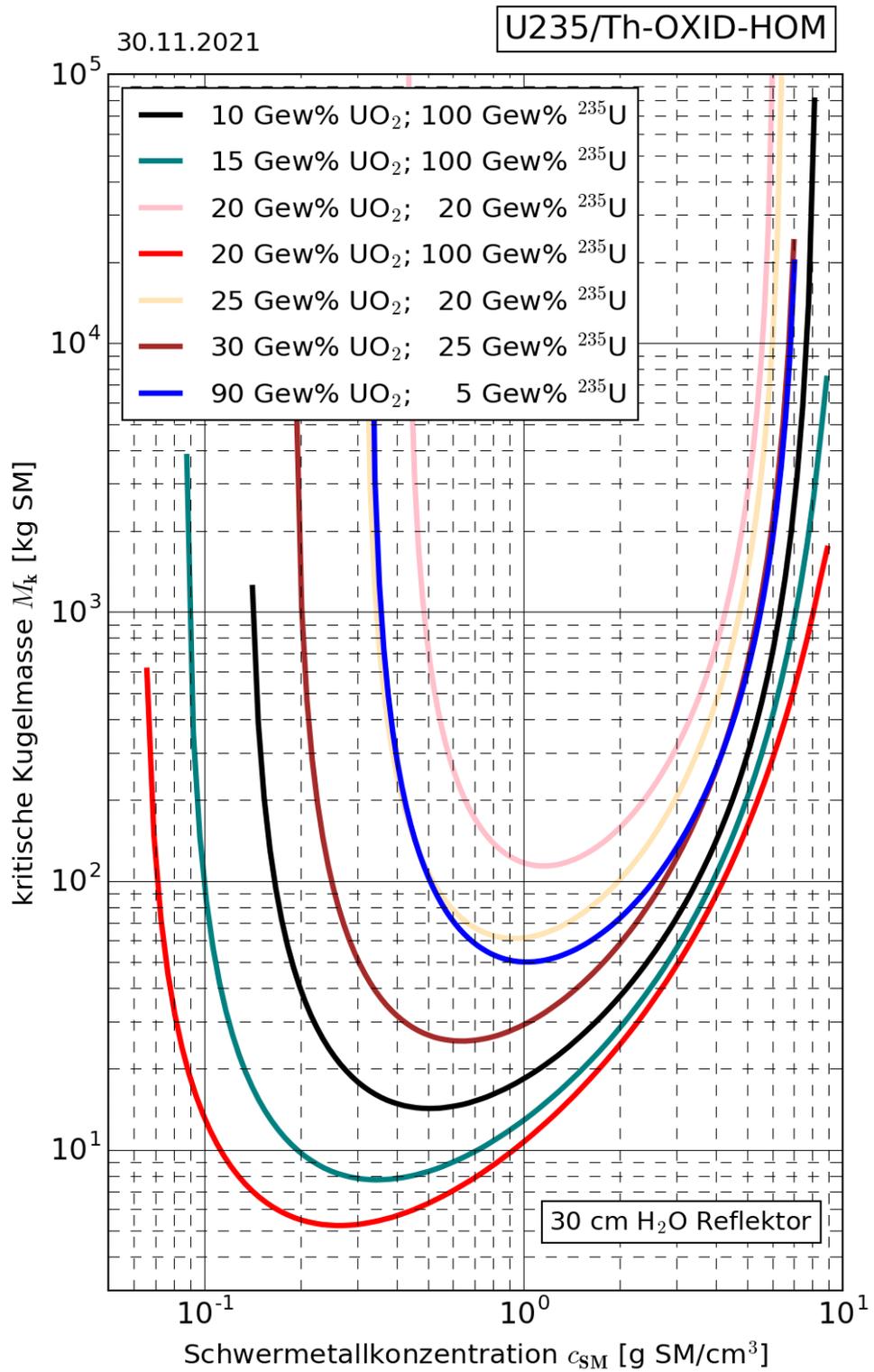


Abb. 4.1 Kritische Kugelmasse für Urndioxid-Thoriumdioxid

4.2.2 Plutonium-Oxalat

Plutonium wird im Kernbrennstoffkreislauf im Rahmen der Wiederaufarbeitung mittels PUREX-Prozesses extrahiert, isoliert und in Form von MOX-Brennelementen in den Kreislauf zurückgeführt. Die Wiederaufarbeitung findet größtenteils in salpetersaurer wässriger Lösung statt. Dabei erfolgt die Trennung durch intensive Durchmischung der sauren Lösung mit einer organischen TBP-Phase. In der Plutonium-Produktlösung des PUREX-Prozesses liegt das Plutonium in der Oxidationsstufe Pu(IV) ebenfalls in salpetersaurer wässriger Lösung vor. Die Überführung des Plutoniums in eine feste Form geschieht durch Fällung (Kristallisation) des Plutoniums mittels Oxalsäure ($C_2O_4H_2$). Anschließend wird das Oxalat zu Plutoniumdioxid (PuO_2) kalziniert, was der chemischen Form zur Produktion von MOX-Brennstoffen entspricht /TAY 15/. Bei der Fällung des Plutoniums entsteht kristallines Plutonium-(IV)-Oxalat-Hexahydrat ($Pu(C_2O_4)_2 \cdot 6 H_2O$), welches sich nach Entfernen aus der Lösung zu Plutonium-(IV)-Oxalat-Dihydrat ($Pu(C_2O_4)_2 \cdot 2 H_2O$) umwandelt /TAY 15/, /SOU 21/, /ORR 15/. Die verschiedenen Verbindungen des Plutoniums von der Fällung bis zum Plutoniumdioxid sind in Abb. 4.2 dargestellt. Schwarze Pfeile sind eine Reaktion in Luft, violett gestrichelt in einem Inertgas, hier Argon.

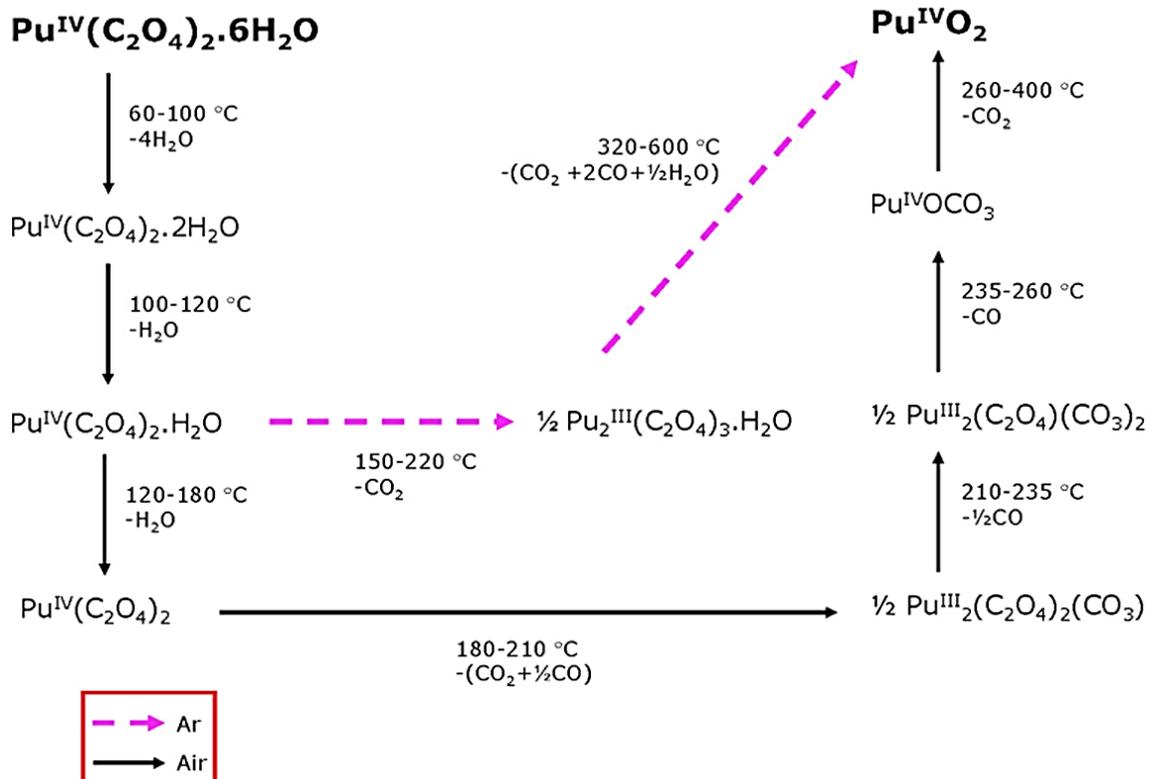


Abb. 4.2 Mögliche Wege zur Produktion von Plutoniumdioxid ($Pu(IV)O_2$) aus Plutonium-(IV)-Oxalat-Hexahydrat nach /ORR 15/

Aus dem Standpunkt der Kritikalitätsrelevanz ist hier insbesondere das Plutonium-(IV)-Oxalat-Hexahydrat interessant, da dieses im Prozessschritt der Fällung vorliegt, wobei sich die lokale Plutoniumkonzentration im Fällungsbehälter durch das Absinken der gebildeten Kristalle gegenüber der homogenen Plutonium-(IV)-Nitrat-Lösung ($\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$) erhöht. Ferner ist das entsprechende Dihydrat von Relevanz, da dieses nach der Filtration entsteht, während noch signifikante Wassermengen zur Moderation vorhanden sein können. Zur Umwandlung des Plutonium-(IV)-Oxalat-Hexahydrat in das entsprechende Dihydrat, sind in der Literatur verschiedene Temperaturen genannt. Während in Abb. 4.2 60-100 °C genannt werden, gibt Jenkins et al. diese mit 45-60 °C an /JEN 64/. Die geringe Temperatur und die damit verbundene geringe Aktivierungsenergie zum Verlust von vier Wassermolekülen erschwerte die Strukturaufklärung der Kristallstruktur des Hexahydrates signifikant, wodurch eine genaue Beschreibung des Kristalls mit modernen Methoden erst kürzlich möglich wurde /KAU 20/.

Die Plutonium-Oxalat Rechnungen wurde mit in MOX-Brennstoff typischerweise vorkommenden Isotopenvektoren durchgeführt:

Bestimmung der theoretischen Dichte von Plutonium-(IV)-Oxalat Hexahydrat

Die Berechnung der theoretischen Dichte des Plutonium-(IV)-Oxalat Hexahydrat erfolgt analog zu den Berechnungen im Urandioxid-Thoriumdioxid-system anhand der kristallographischen Eigenschaften des Kristallsystems. Eine direkte Beobachtung des Systems ist, aufgrund der bereits zuvor genannten Problematik des Verlustes von Hydratwasser bereits bei niedrigen Temperaturen, nicht möglich /KAU 20/. Die den Berechnungen zugrunde liegenden Zellparameter wurden mittels übertragener Atompositionen aus dem isostrukturellen Uran-(IV)-Oxalat-Hexahydrat ($U(C_2O_4)_2 \cdot 6 H_2O$) durch Rietveld-Verfeinerung der gemessenen Reflexe ermittelt /KAU 20/, /DUV 08/.

Zellparameter für $Pu(C_2O_4)_2 \cdot 6 H_2O$ (/KAU 20/, /DUV 08/) ($\text{\AA} = 1 \cdot 10^{-10} \text{ m}$ steht für das Angström):

Kristallsystem:	Monoklin, C2/m (Z=2)
Zellparameter:	a: 8,989 \AA b: 8,913 \AA c: 7,888 \AA β : 92,41°
Zellvolumen:	631,42 \AA^3
Formelgewicht:	523 g/mol (molare Masse)

Durch Einsetzen in Gl. (4.4) jedoch mit der entsprechendem Z und Molmasse des Plutonium-(IV)-Oxalat-Hexahydrat:

$$\rho \left[\frac{\text{g}}{\text{cm}^3} \right] = \frac{2 \cdot M_{Pu(C_2O_4)_2 \cdot 6H_2O}}{V \cdot 6,022 \cdot 10^{23}} \quad (4.5)$$

ergibt dies eine theoretische Dichte von $2,751 \text{ g/cm}^3$. Dies entspricht einer Schwermetall-dichte von $1,257 \text{ g/cm}^3$.

Bestimmung der theoretischen Dichte von Plutonium-(IV)-Oxalat Dihydrat

Die Berechnung der theoretischen Dichte des Plutonium-(IV)-Oxalat-Dihydrat erfolgt analog zu den vorausgegangenen Berechnungen anhand der kristallographischen Eigenschaften des Kristallsystems. Die für die Berechnung der theoretischen Dichte notwendigen Kristallparameter wurden aus Jenlins et al /JEN 65/ herangezogen. Eine Literaturrecherche ergab keine seither aktualisierten Daten zum untersuchten Kristallsystem. Zellparameter für $\text{Pu}(\text{C}_2\text{O}_4)_2 \cdot 2 \text{H}_2\text{O}$ (/JEN 65/):

Kristallsystem:	Tetragonal (Z=4)
Zellparameter:	a: 10,527 Å
	b: 10,527 Å
	c: 8,861 Å
Zellvolumen:	981,96 Å ³
Formelgewicht:	451 g/mol (molare Masse)

Durch Anwenden der Gl. (4.5) jedoch mit den entsprechenden Parametern für Plutonium-(IV)-Oxalat Dihydrat:

$$\rho \left[\frac{\text{g}}{\text{cm}^3} \right] = \frac{4 \cdot M_{\text{Pu}(\text{C}_2\text{O}_4)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}}}{V \cdot 6,022 \cdot 10^{23}} \quad (4.6)$$

ergibt dies eine theoretische Dichte von 3,051 g/cm³. Dies entspricht einer Schwermetall-dichte von 1,617 g/cm³.

Die auf den ersten Blick nicht eingängig wirkende erhöhte Dichte des Dihydrates gegenüber dem Hexahydrat basiert auf einem Umbau des Kristallgitters, bei dem sich das zugrundeliegende Kristallsystem ausgehend vom monoklinen System des Hexahydrats zum tetragonalen Kristallsystem des Dihydrats umwandelt. Im Zuge dessen erhöht sich das Volumen der kristallographischen Einheitszelle um ca. 55 %, während sich die Anzahl der in der Zelle enthaltenen Einheiten der Plutonium-Oxalat-Verbindungen verdoppelt. In Verbindung mit der geringfügigen Abnahme der Molmasse ergibt sich durch die Trocknung ausgehend vom Hexahydrat eine Erhöhung der Dichte um ca. 10 % für das Dihydrat.

Abb. 4.3 zeigt beispielhaft die kritische Kugelmasse für die gerechneten Plutoniumvektoren. Alle neu gerechnete Kurven sind in der aktuellen Veröffentlichung des *Handbuch zur Kritikalität* enthalten /GRS 22b/.

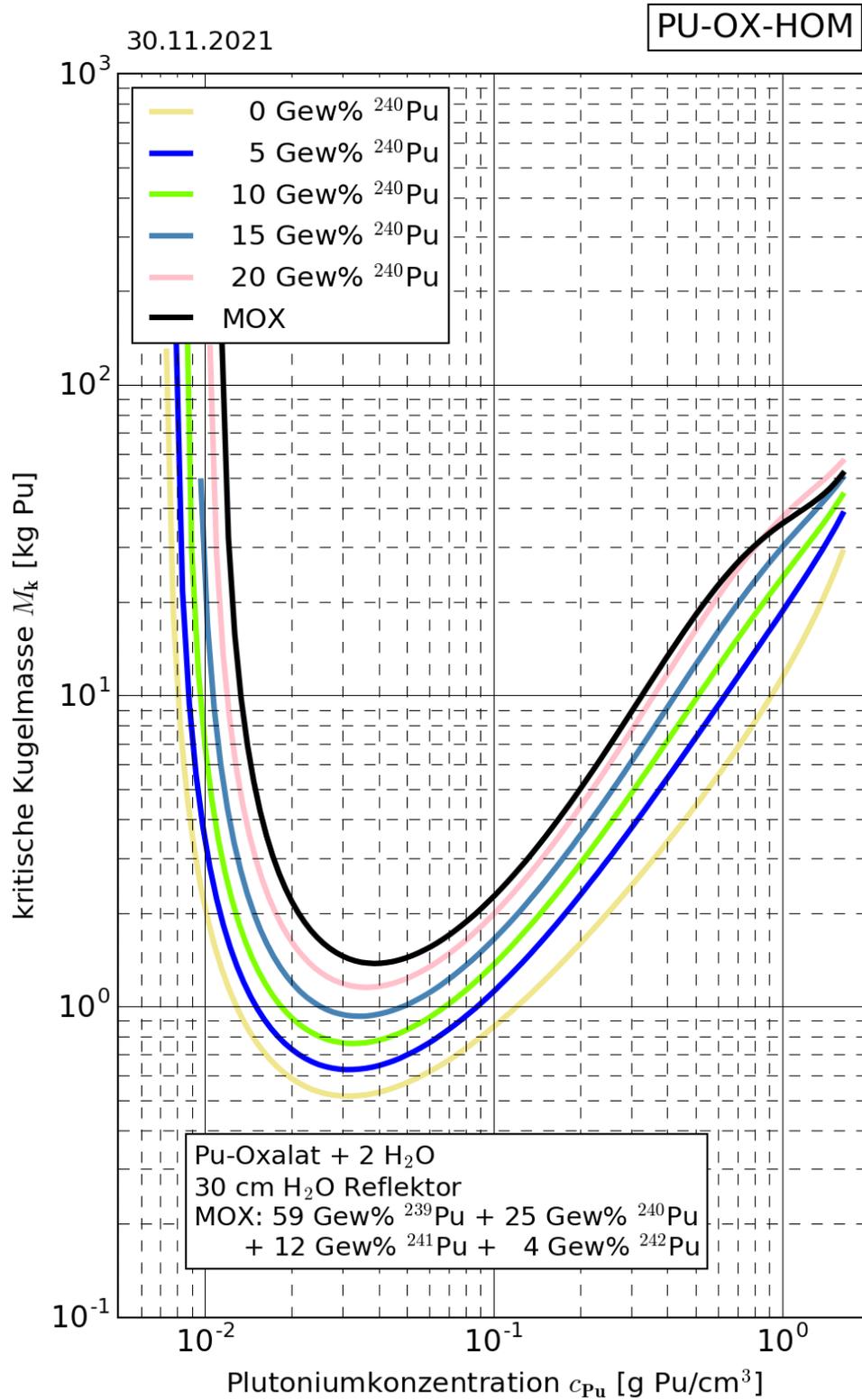


Abb. 4.3 Kritische Kugelmassen für Plutonium-Oxalat

4.3 Validierung der neugerechneten Parameterkurven

Ziel dieser Untersuchungen ist die Validierung der neu berechneten kritischen Parameterkurven (kritische Kugelmassen und Kugelvolumina, Zylinderdicken, Schichtdicken und infinite Multiplikationsfaktoren k_{inf}) für das GRS „Handbuch zur Kritikalität“. Dazu wurde in der Literatur nach kritischen Experimenten recherchiert, die die Spaltstoffzusammensetzungen enthalten, für die in diesem Projekt kritische Kurven nachgerechnet wurden. Die primäre Literaturquelle für entsprechende Experimente ist das Handbuch kritischer Experimente (ICSBEP) der OECD-NEA /NEA 19/ und die darin aufgeführten Quellen.

Für Mischungen aus Uran- und Thoriumdioxid wurden auch bei weiterführender Recherche nur insgesamt sechs passende Experimente gefunden. Für Plutonium-Oxalat konnten keine passenden Experimente gefunden werden. Um eine Einordnung der neuen Rechnungen zu erhalten, wurden diese mit den historischen Parameterkurven verglichen.

4.3.1 Nachrechnung von kritischen Experimenten mit Urandioxid-Thoriumdioxid

Die im Folgenden behandelten Experimente wurden in zwei Experimentserien durchgeführt und sind dem Handbuch kritischer Experimente (ICSBEP) der OECD-NEA entnommen /NEA 19/. Die Experimente wurden umfassend ausgewertet und einer Reihe von Analysen unterzogen. Aufgrund von unzureichend dokumentierten Unsicherheiten der fehlerbehafteten technischen Parameter der Experimente konnte keine Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen durchgeführt werden.

4.3.1.1 Beschreibung der Experimente

Bei den zwei Experimentserien IEU-COMP-INTER-001 (ICI-001) und HEU-MET-FAST-068 (HMF-068) handelt es sich um sehr ähnliche Experimente des gleichen Versuchsaufbaus im selben Labor, die sich hauptsächlich durch die Anreicherung des verwendeten Urans unterscheiden. Sie wurden beide von 1990 bis 1997 an der kritischen Versuchseinrichtung COBRA am *Institute of Physics and Power Engineering* (IPPE) in Obninsk in der russischen Föderation durchgeführt. Der Versuchsaufbau bestand jeweils aus einer hexagonalen Anordnung von Stahlrohren, die mit Mischungen von Plättchen aus unterschiedlich angereichertem Urandioxid (36 oder 90 Gew% ^{235}U), Thorium-Metall

und Polyäthylen als Moderator gefüllt waren. Durch unterschiedliche Mischungen der verschiedenen Materialien wurden unterschiedliche mittlere Anreicherungen und Moderationsverhältnisse geschaffen.

Die Versuchsanordnung von COBRA besteht aus vertikalen Strahlrohren mit einer Länge von 160 cm, einem Außendurchmesser von 5 cm und einer Wandstärke von 0,1 cm, die im hexagonalen Gitter angeordnet sind. Die Gitterkonstante beträgt 5,1 cm.

Die Experimentserie ICI-001 besteht aus den vier kritischen Experimenten KBR-18, KBR-19, KBR-20, und KBR-21. Im Zentrum jeder Anordnung befindet sich die Testregion, in der die Stahlrohre periodisch mit Plättchen aus angereichertem Urandioxid, Thorium-Metall und Polyäthylen gefüllt sind. Es wurden Uranplättchen mit 36 Gew% und 90 Gew% Anreicherung verwendet. Die Anordnung der Plättchen wurde so gewählt, dass die Testanordnung einen infiniten Multiplikationsfaktor nahe an $k_{inf} = 1$ besitzt. Die Testregion ist so groß gewählt, dass das Neutronenspektrum in ihrem Zentrum fast ausschließlich durch die Eigenschaften dieser Region bestimmt wird und der Einfluss, der die Testregion umgebenden Regionen vernachlässigt werden kann. Die Abfolge der Plättchen für die vier Experimente KBR-18 bis 21 sind in Abb. 4.4 gezeigt. Die Abmessungen der Thorium- und Uranplättchen sind in Abb. 4.5 gezeigt.

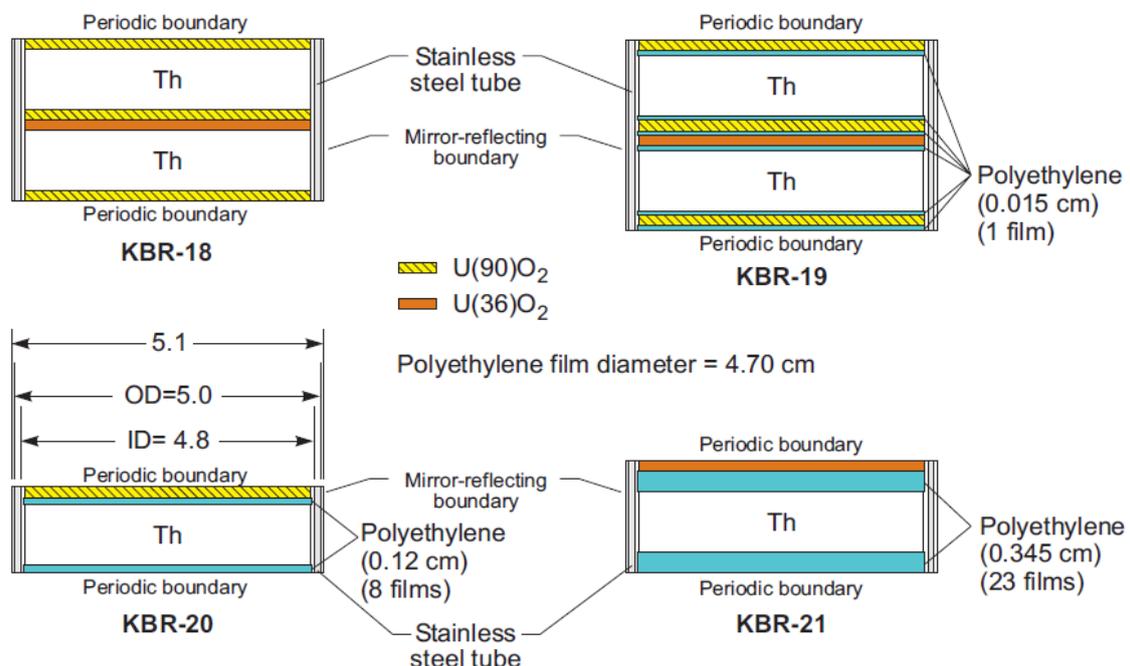


Abb. 4.4 ICI-001: Abfolge der Plättchen der Testregion /NEA 19/

Allerdings kommt bei dieser Serie nur hochangereichertes Uran (90 Gew% ^{235}U) zur Verwendung. Die Kernzone in dieser Serie besteht aus zwei Anordnungen von Uran-, Thorium-, und Polyäthylen-Plättchen. Diese ist von einer Reflektorzone aus abgereichertem Uran umgeben, die in axiale Richtung etwa 40 cm, in radiale Richtung etwa 50 cm dick war. Abb. 4.6 zeigt die axiale Anordnung der Plättchen in den Rohren für die beiden Experimente.

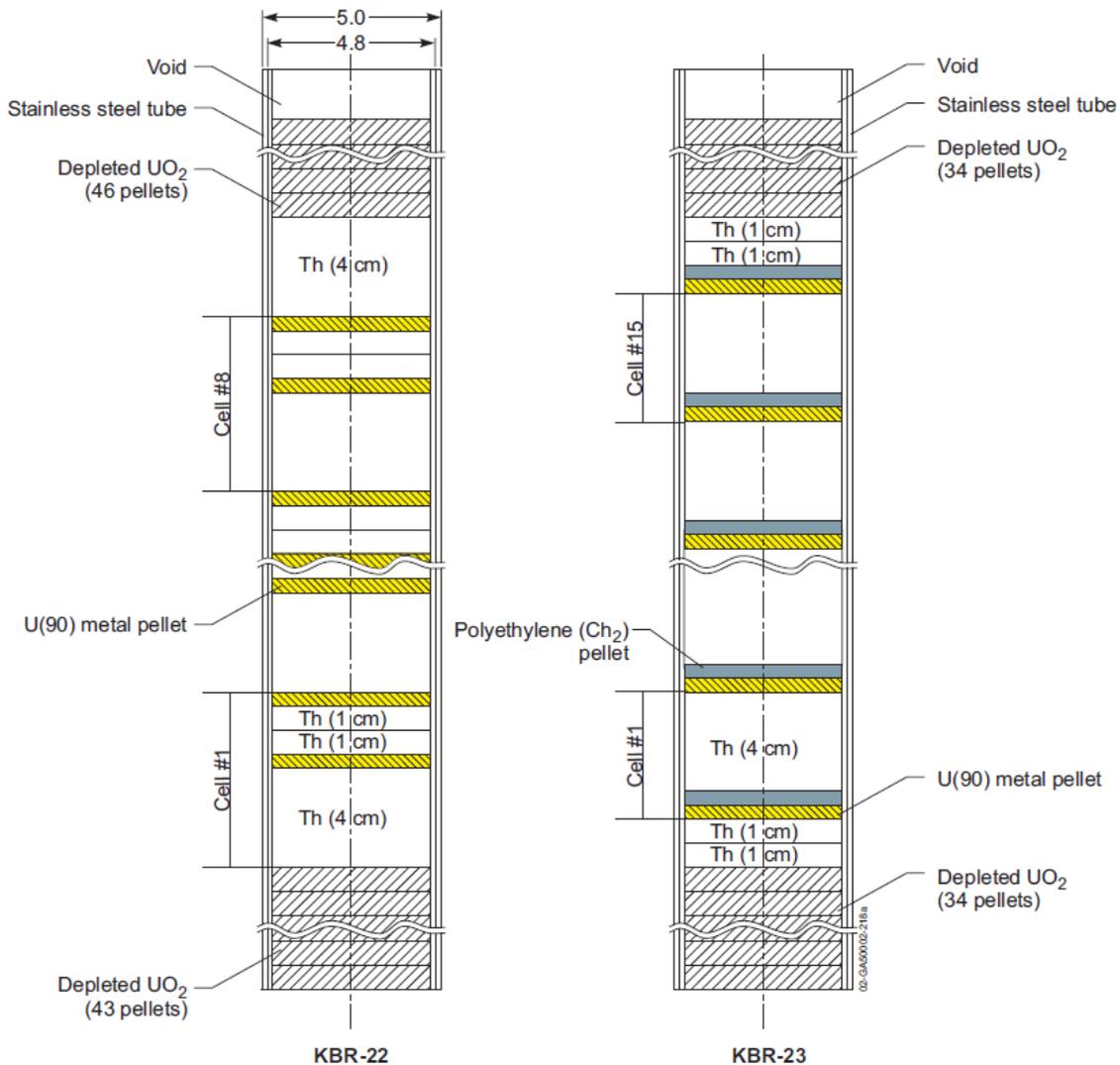


Abb. 4.6 HMF-068: Axiale Anordnung der Plättchen /NEA 19/

Aufgrund der höheren Anreicherung, des härteren Neutronenspektrums und der geringeren Symmetrie der Anordnung, kann für diese Serie kein unendliches Gitter der Einheitszelle für das Benchmark-Modell angenommen werden, sondern es muss die gesamte dreidimensionale Struktur modelliert und berechnet werden. Abb. 4.7 und Abb. 4.8 zeigen die radiale Anordnung der Rohre der Kernzone und der Reflektorzone.

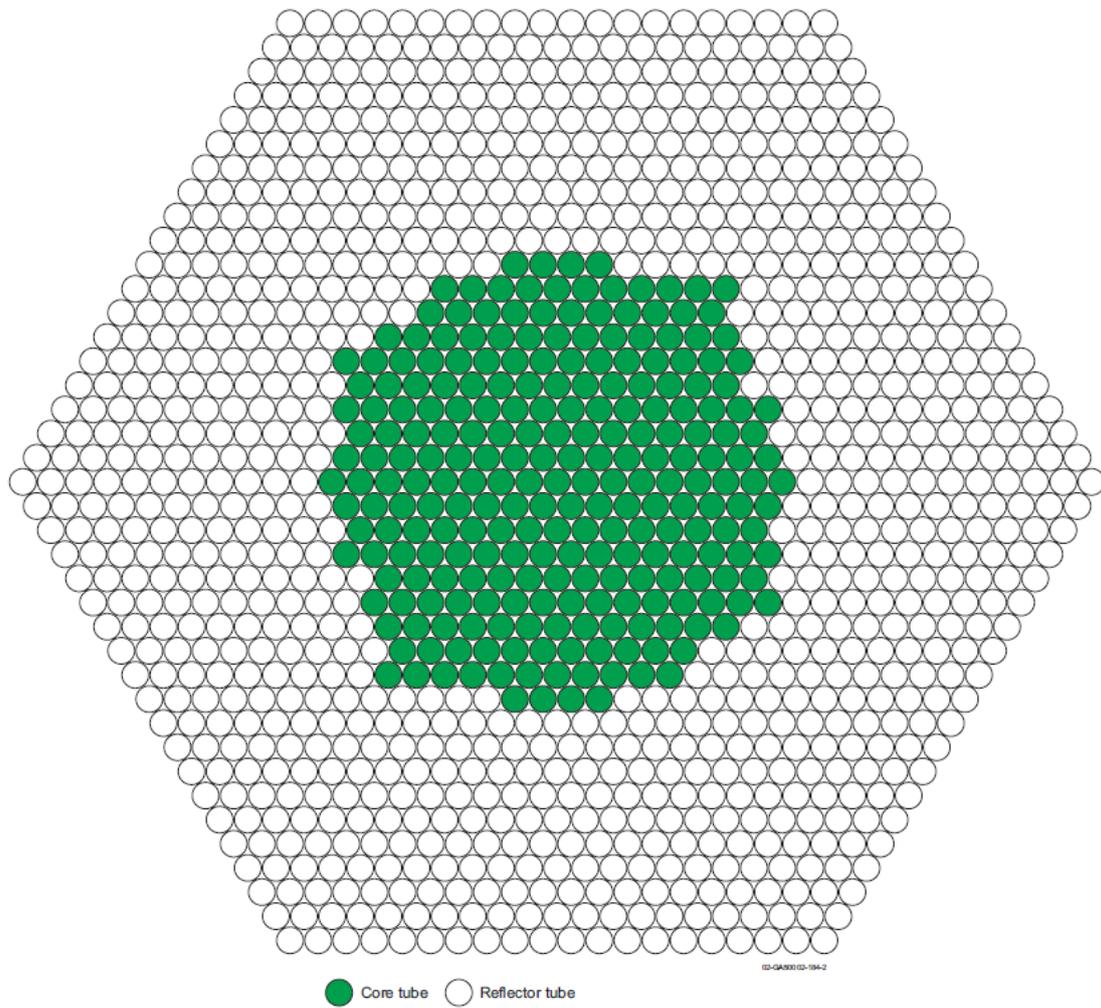


Abb. 4.7 HMF-068, KBR-22: Radiale Anordnung der Rohre der Kernzone und der Reflektorzone

Grün: Brennstäbe; weiß: Reflektorstäbe /NEA 19/

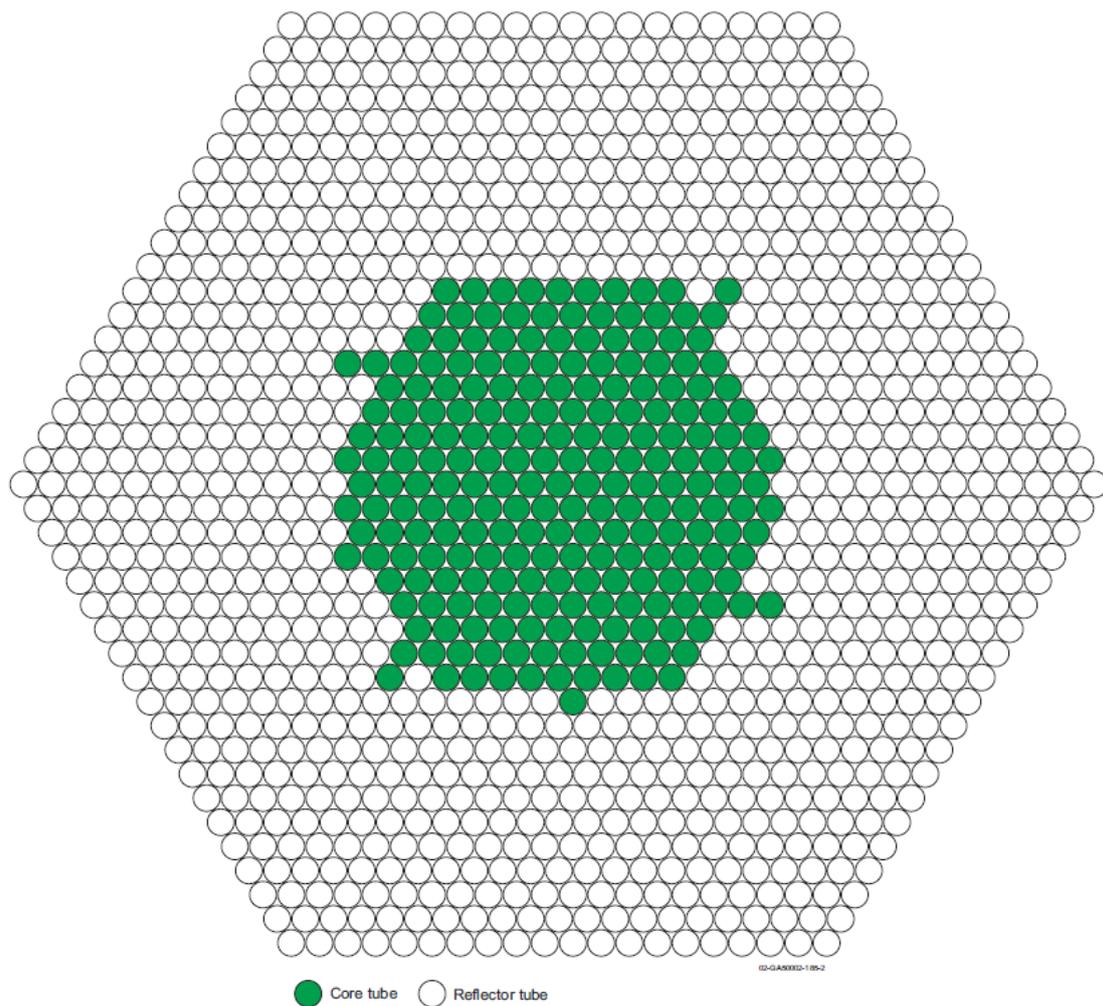


Abb. 4.8 HMF-068, KBR-23: Radiale Anordnung der Rohre der Kernzone und der Reflektorzone

Grün: Brennstäbe; weiß: Reflektorstäbe /NEA 19/

Die genauen Zusammensetzungen der Materialien beider Serien sind nuklidweise in /NEA 19/ angegeben. Alle Experimente wurden bei Raumtemperatur (300 K) durchgeführt.

In Tab. 4.3 sind die in der Benchmark-Beschreibung gegebenen Werte des Multiplikationsfaktors k_{eff} und dessen Unsicherheit $\sigma_{k_{\text{eff}}}$ für die Benchmark-Modelle zusammengefasst. Diese ergeben sich aus einer leichten Unterkritikalität der Experimente verbunden mit einigen Korrekturen aufgrund der Vereinfachungen beim Übergang von Experiment zum jeweiligen Benchmark-Modell.

Tab. 4.3 Werte des Multiplikationsfaktors k_{eff} und dessen Unsicherheit $\sigma_{k_{\text{eff}}}$ der Benchmarkmodelle

Serie	ICI-001				HMF-068	
Experiment	KBR-18	KBR-19	KBR-20	KBR-21	KBR-22	KBR-23
k_{eff}	0,969	0,980	1,014	0,964	1,0001	1,0008
$\sigma_{k_{\text{eff}}}$	0,005	0,003	0,006	0,012	0,0041	0,0036

4.3.1.2 Kritikalitätsrechnungen

Für alle analysierten Experimente wurde der Neutronenmultiplikationsfaktor k_{eff} mit der Monte Carlo Rechensequenz CSAS6 des amerikanischen Codepakets SCALE in der Version 6.2.3 /REA 17/ nachgerechnet. Dabei wurde die Querschnittsbibliothek mit kontinuierlichem Energiespektrum verwendet, die auf den ENDF/B-VII.1 Daten basiert. Als Abbruchkriterium der Berechnung von k_{eff} wurde eine statistische Unsicherheit von $\sigma_{k_{\text{eff}}} = 1 \times 10^{-4}$ angesetzt. Pro Generation wurden 10.000 Neutronen gerechnet und die ersten 50 Generationen verworfen, da diese noch eine relativ hohe Varianz aufweisen. Das Abbruchkriterium wurde für die Experimente zwischen 500 und 4.000 Neutronengenerationen erreicht. Für die Rechnungen wurden die in den Experimentbeschreibungen angegebenen Kernzahldichten direkt in den KENO Eingabedateien übernommen.

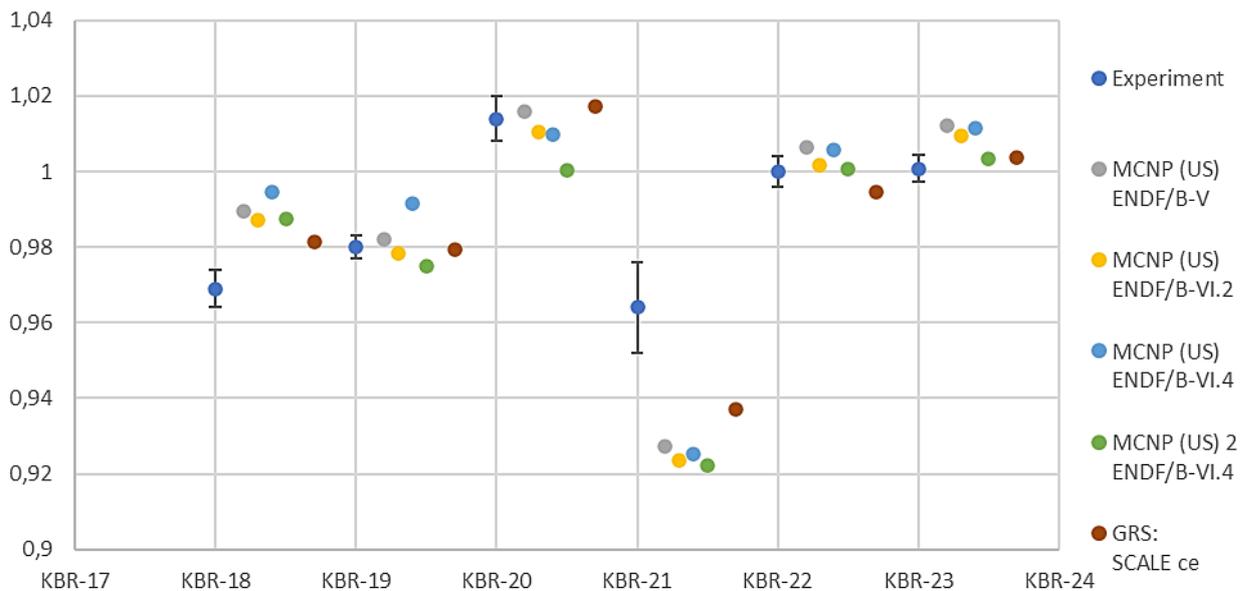


Abb. 4.9 Ergebnisse der Nachrechnung kritischer Benchmark-Experimente

Abb. 4.9 zeigt die Ergebnisse unserer Nachrechnung (rote Punkte) im Vergleich zu den experimentellen Werten (blaue Punkte), sowie den experimentellen Unsicherheiten (graue Balken) und zu Beispielnachrechnungen durch andere Institute mit anderen Rechencodes und Querschnittsbibliotheken (grau: MCNP, ENDF/B-V; gelb: MCNP, ENDF/B-VI.2, hellblau: MCNP, ENDF/B-VI.4, grün: MCNP, ENDF/B-VI.4).

Es ist zu erkennen, dass die Nachrechnungen der k_{eff} -Werte für die Experimente KBR-19, KBR-20 und KBR-23 innerhalb, und für KBR-22 nur knapp außerhalb der experimentellen Unsicherheiten liegen. Bei den zwei anderen Experimenten KBR-18 und KBR-21 liegen die durch uns erzielten Ergebnisse zwar außerhalb der experimentellen Unsicherheit aber innerhalb des Streubereichs der Rechnungen der anderen Institute, bzw. leicht näher am jeweiligen experimentellen Wert. Daraus lässt sich schließen, dass die experimentellen k_{eff} -Werte möglicherweise nicht korrekt, oder die damit verknüpften Unsicherheiten zu niedrig angegeben sind. Eine weitere Möglichkeit ist, dass alle verwendeten Rechenprogramme und Querschnittsbibliotheken für diese zwei Experimente auf die gleiche Weise zu abweichenden Ergebnissen führen. Dies ist allerdings unwahrscheinlich.

Generell kann man beobachten, dass die k_{eff} -Werte der verschiedenen Nachrechnungen mit verschiedenen Rechencodes und Querschnittsbibliotheken jeweils innerhalb von $\sigma_{k_{\text{eff}}} = 0,02$ übereinstimmen. Da sich diese zwei Experimente nicht grundlegend von den anderen vier Experimenten unterscheiden, ist davon auszugehen, dass diese größeren Abweichungen zu den experimentellen Werten nicht aufgrund einer falschen

Berechnung zustande kommen, sondern die in der Benchmark-Beschreibung angegebenen Werte nicht konsistent sind. D. h. entweder sind die Angaben der Geometrien oder Materialien nicht vollständig korrekt, das korrigierte k_{eff} ist nicht ganz korrekt oder die angegebene Unsicherheit enthält nicht alle in Wirklichkeit vorkommenden Komponenten.

In Summe zeigt die zuvor beschriebene Analyse die korrekte Berechnung dieses Stoffsystems bei unterschiedlichen Anreicherungen und Moderationsverhältnissen.

4.3.2 Vergleich der Neurechnungen mit historischen Daten

Die neu gerechneten kritischen Parameterkurven von homogenen Urandioxid-Thoriumdioxid-Mischungen und homogenem Plutonium-Oxalat wurden mit den im *Handbuch zur Kritikalität* dokumentierten historischen Daten verglichen. Bei den historischen Rechnungen ist nur eine begrenzte Anzahl an Stoffmischungen und gerechneten kritischen Parametern vorhanden. Für den Vergleich wurden die prozentualen relativen Abweichungen zwischen Neu- und Altrechnung nachfolgender Relation für eine den ganzen Bereich der Spaltstoffdichte abdeckende Anzahl von Werten ermittelt:

$$\text{Relative Abweichung (\%)} = 100 \times [\text{Wert}(\text{neu}) - \text{Wert}(\text{alt})] / \text{Wert}(\text{alt})$$

Gemäß dieser Definition bedeuten positive relative Abweichungen eine Konservativität der Altdaten gegenüber den Neuberechnungen. Konservativität heißt in diesem Zusammenhang, dass die berechneten kritischen Werte der Altdaten niedriger liegen als die der Neuberechnungen. Damit macht man bei Verwendung der Altdaten keinen sicherheitsrelevanten Fehler, erhält allerdings unnötig niedrige Werte.

Bedingt durch den Digitalisierungsvorgang der älteren Datenblätter sind, die auf diese Weise ermittelten relativen Abweichungen z. T. mit schwer quantifizierbaren Ungenauigkeiten behaftet. Wenn auch dadurch die relative Abweichung für einen einzelnen Datenpunkt einen bestimmten Fehler aufweist, so kann die Gesamtheit der relativen Abweichungen aller Datenpunkte für ein Spaltstoffsystem dennoch Hinweise zur Beantwortung der Frage geben, ob die Alt- oder Neudaten konservativer sind sowie auf mögliche Trends hinweisen.

4.3.2.1 Homogene Urandioxid-Thoriumdioxid-Mischung

Für vollständig reflektierte homogene Mischungen aus Urandioxid und Thoriumdioxid stehen historische Daten von 1974 nur zu dem kritischen Zylinderdurchmesser und der kritischen Schichtdicke zur Verfügung. Es sind nur die zwei Fälle mit 10 Gew% (rote Kurven in Abb. 4.10) und 20 Gew% (blaue Kurven in Abb. 4.10) UO_2 in UThO_2 dokumentiert. Die Anreicherung des Urans liegt jeweils bei 100 % ^{235}U , das Thorium besteht wie bei den neuen Rechnungen aus reinem ^{232}Th . Während die Rechnungen aus 2021 mit den neuesten Versionen von Kritikalitätscode (SCALE 6.2.3 /REA 17/) und Wirkungsquerschnittsbibliothek (auf ENDF/B-VII.1-Daten basierend mit 252 Energiegruppen /CHA 11/) durchgeführt wurden, kamen bei den historischen Rechnungen die Computercodes GAMTEC /CAR 65/ und DTF-IV /LAT 65/ unter Verwendung von 16 Energiegruppen-Wirkungsquerschnitten zum Einsatz.

In Abb. 4.10 sind die Vergleiche der beiden kritischen Parameter zwischen historischen Daten und neuen Rechnungen in Abhängigkeit der Uran-Thorium-Konzentration dargestellt.

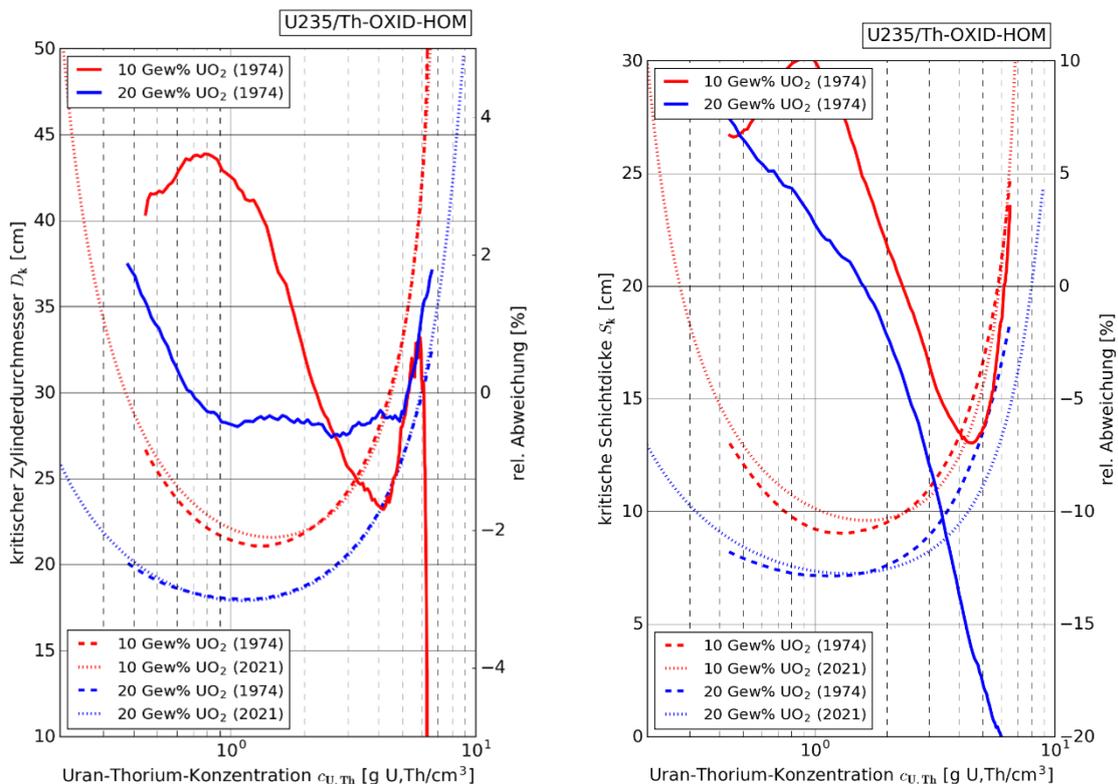


Abb. 4.10 Vergleich zwischen historischen (1974) und neuen Daten (2021) des kritischen Zylinderdurchmesser und der kritischen Schichtdicke von UO_2 - ThO_2 -Mischungen

In Abb. 4.10 sind die historischen Daten jeweils als gestrichelte Linie, die neuen Daten als gepunktete Linie, und die relative Abweichung als durchgezogene Linie (rechte Achsenbeschriftung) dargestellt. Für den kritischen Zylinderradius zeigt sich für 20 Gew% UO_2 eine sehr geringe relative Abweichung von unter 1 %, die nur zu den Rändern der Kurven zunimmt. Für 10 Gew% UO_2 liegt die Abweichung zwischen -2 % und +4 %, wobei um das Minimum der Kurven die historischen Daten konservativ sind. Somit ergeben sich keine sicherheitsrelevanten Bedenken bei Verwendung der historischen Daten. Es ergibt sich aber ein kleiner zusätzlicher sicherheitstechnischer Vorteil bei Verwendung der neuen Rechnungen, da sie leicht höhere Werte der kritischen Parameter zulassen.

Bei der Schichtdicke zeigen sich für beide Stoffmischungen größere Abweichungen. Die Neurechnungen stimmen um die Kurvenminima bis auf wenige Prozent mit den historischen Daten überein, bzw. die historischen Daten sind leicht konservativ.

Generell lässt sich teilweise für die neuen Rechnungen eine leichte Verschiebung der Kurvenminima in Richtung höhere Schwermetallkonzentrationen beobachten. Dies dürfte mit der aufwendiger implementierten Dichterrelation in Abhängigkeit der genauen Isotopenzusammensetzung zusammenhängen.

Da fast 50 Jahre zwischen den historischen und den aktuellen Rechnungen liegen, ist eine exakte Bestimmung der Herkunft der Unterschiede kaum möglich. Neben der verbesserten Dichterrelation können folgende Verbesserungen Ursachen für die Unterschiede sein: Fortschritt bei den Wirkungsquerschnittsbibliotheken; Verwendung von 252 anstatt 16 Energiegruppen; andere und verfeinerte Rechencodes. Bei den historischen Daten sind zudem nur die fertigen, gedruckten Kurven dokumentiert, nicht aber auf welchen Datenpunkten diese beruhen oder mit wie vielen Datenpunkten diese erzeugt wurden. Es ist davon auszugehen, dass die Anzahl der Einzelrechnungen bei den historischen Rechnungen aufgrund damals limitierter Ressourcen auf wenige Einzelrechnungen begrenzt war und die Zwischenwerte der Kurven z. B. durch Verwendung eines Kurvenlineals erzeugt wurden. Dies bedingt eine weitere Unsicherheit in den historischen Daten.

4.3.2.2 Homogenes Plutonium-Oxalat

Für vollständig reflektierte Plutonium-Oxalat-Lösungen stehen die historischen Daten zu der kritischen Kugelmasse, dem kritischen Kugelvolumen, dem kritischen Zylinderdurchmesser, der kritischen Schichtdicke und k_{inf} zur Verfügung. Allerdings wurden damals nur die zwei Fälle mit 0 Gew% (rote Kurven in Abb. 4.11) und 5 Gew% (blaue Kurven in Abb. 4.11) ^{240}Pu gerechnet. Die restlichen Anteile bestehen jeweils aus ^{239}Pu . Die Rechen-codes und Wirkungsquerschnittsbibliotheken sind dieselben wie für UThO_2 , sowohl für die neuen Rechnungen (SCALE 6.2.3 /REA 17/, ENDF/B-VII.1-Daten mit 252 Energiegruppen /CHA 11/) als auch für die historischen Rechnungen (GAMTEC /CAR 65/, DTF-IV /LAT 65/, 16 Energiegruppen). Es wurden nur die Vergleiche für Plutonium-(IV)-Oxalat-Dihydrat durchgeführt. Für das entsprechende Hexahydrat sind ähnliche Ergebnisse zu erwarten.

In Abb. 4.11 sind die Vergleiche der kritischen Kugelmasse und des kritischen Kugelvolumens zwischen historischen Daten und den neuen Rechnungen in Abhängigkeit der Plutoniumkonzentration dargestellt.

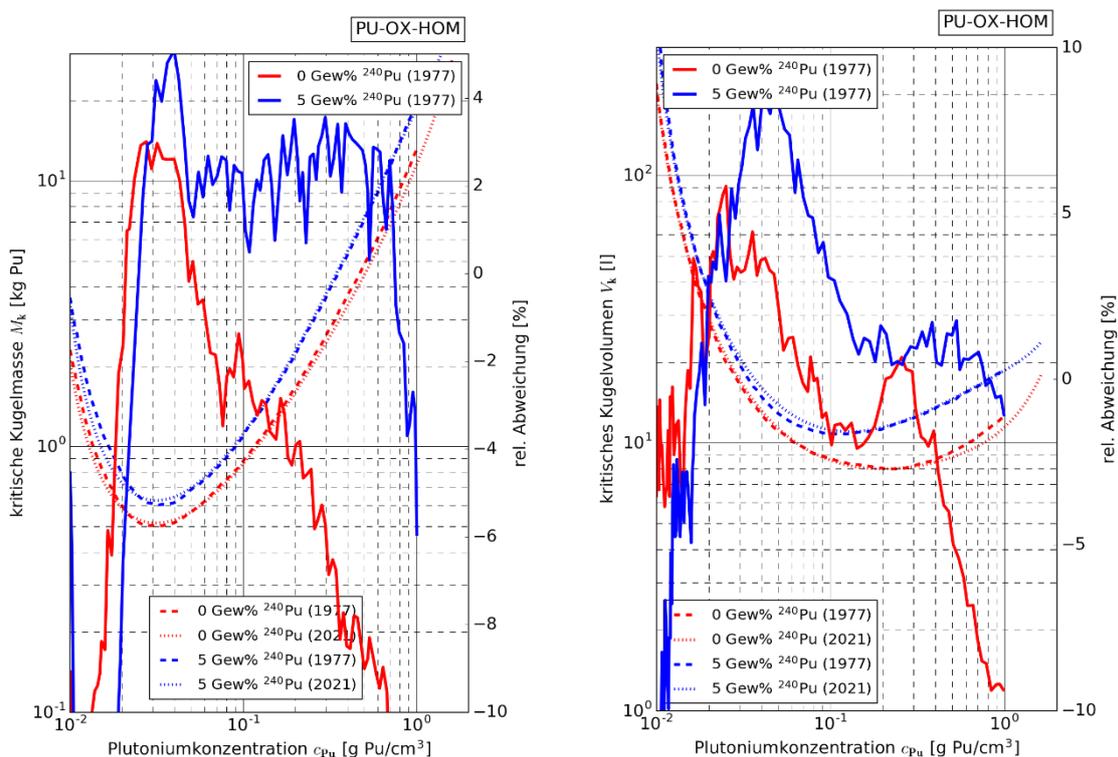


Abb. 4.11 Vergleich zwischen historischen (1977) und neuen Daten (2021) der kritischen Kugelmasse und des kritischen Kugelvolumens von Plutonium-Oxalat

Auch für diesen Vergleich sind die historischen Daten jeweils als gestrichelte Linie, die neuen Daten als gepunktete Linie, und die relative Abweichung als durchgezogene Linie (jeweils rechte Achseneinteilung) dargestellt. Für die kritische Kugelmasse zeigen sich für reines ^{239}Pu (rote Kurve) Abweichungen von -10 % bis +3 %, während sie für 5 Gew% ^{240}Pu (blaue Kurve) um +2 % schwanken. Um die Minima sind die historischen Daten beider Kurven konservativ um ca. 3 %.

Bei dem kritischen Kugelvolumen liegen beide Kurven um die jeweiligen Minima bei einer relativen Abweichung von 0, bzw. sind leicht positiv. Nur der Fall mit reinem ^{239}Pu ergeben sich für den Bereich knapp links und rechts des Minimums leicht negative relative Abweichungen. Damit sind die historischen Daten in diesem Bereich etwas nicht-konservativ. Es ist aber auch zu erkennen, dass die neuen Rechnungen eine höhere Maximale Dichte annehmen und deshalb die Kurven bis zu höheren Plutoniumkonzentrationen gehen. Dieser Effekt könnte gerade für die den Fall mit reinem ^{239}Pu zu den Abweichungen führen.

In Abb. 4.12 sind die Vergleiche des kritischen Zylinderdurchmessers und der kritischen Schichtdicke zwischen historischen Daten und den neuen Rechnungen in Abhängigkeit der Plutoniumkonzentration dargestellt.

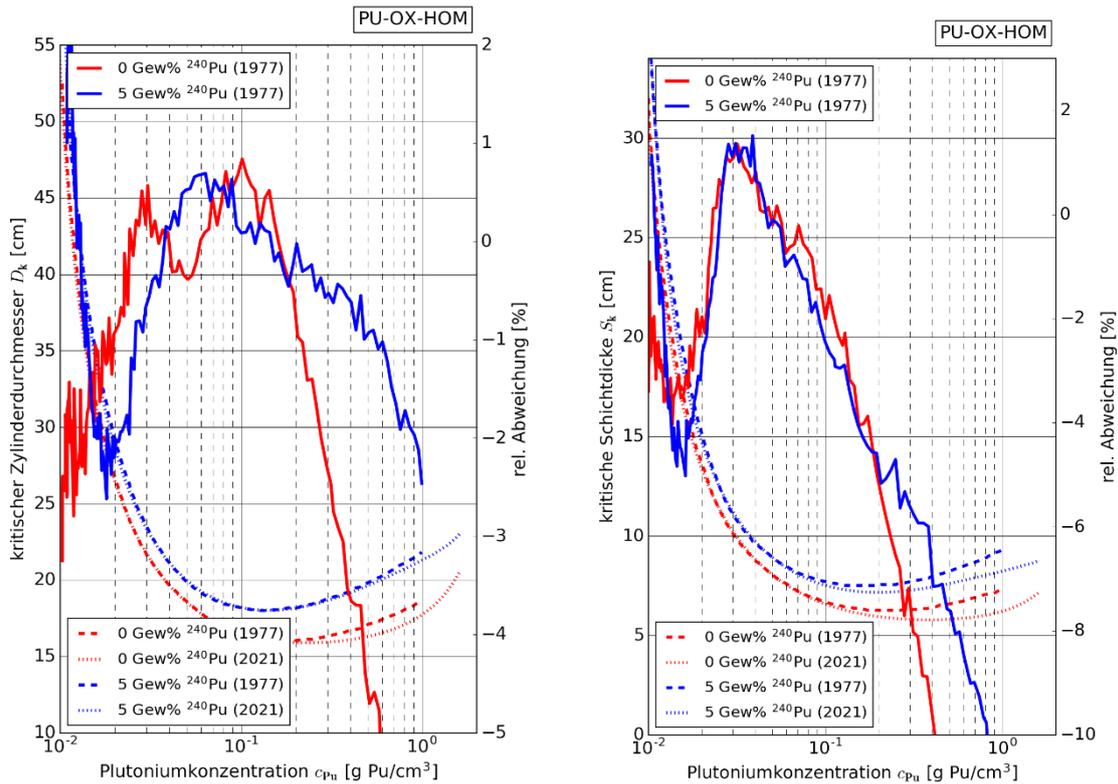


Abb. 4.12 Vergleich zwischen historischen (1977) und neuen Daten (2021) des kritischen Zylinderdurchmessers und der kritischen Schichtdicke von Plutonium-Oxalat

Bei diesen beiden Vergleichen zeigen sich nur geringe relative Abweichungen, vor allem um die Minima der Kurven. Hier kommt der gleiche Effekt zu tragen wie oben, dass durch die andere Dichterelation und größere maximale Materialdichten ein Verschieben der neu gerechneten Kurven zu größeren Konzentrationswerten stattfindet. Die augenscheinlichen Nicht-Konservativitäten der historischen Rechnungen haben höchstwahrscheinlich daher ihren Ursprung.

Abb. 4.13 zeigt den Vergleich des infiniten Multiplikationsfaktors k_{inf} zwischen historischen Daten und den neuen Rechnungen in Abhängigkeit der Plutoniumkonzentration.

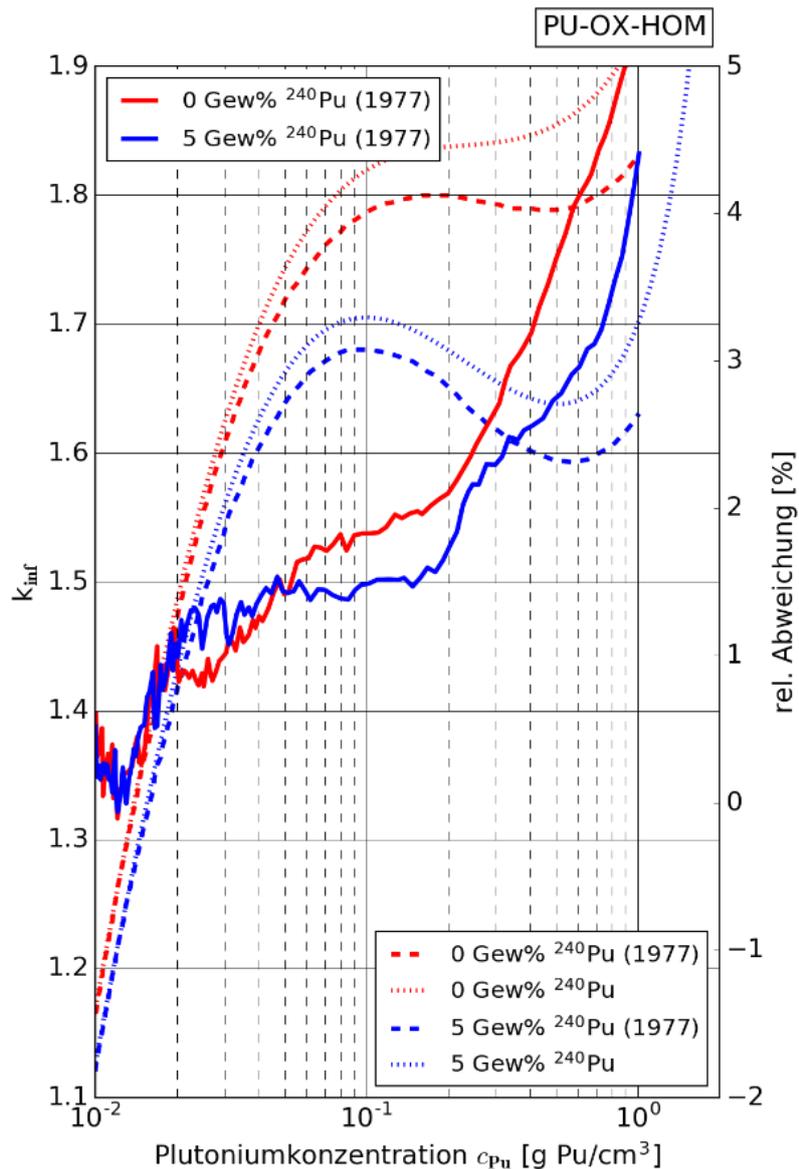


Abb. 4.13 Vergleich zwischen historischen (1977) und neuen Daten (2021) von k_{inf} von Plutonium-Oxalat

Die Abweichungen reichen von 0 % für niedrige Konzentrationen bis +5 % für hohe Konzentrationen, wobei sie über einen weiten Konzentrationsbereich zwischen 1 % und 3 % liegen. Es ist zu beachten, dass k_{inf} für den gesamten verglichenen Bereich positive Werte besitzt und k_{inf} den Wert 1 erst bei einer Konzentration von 1×10^{-2} g Pu/cm³ unterschreitet. Für diesen niedrigen Konzentrationsbereich stehen keine historischen Daten zur Verfügung, allerdings liegen die relativen Abweichungen bei den niedrigsten verglichenen Konzentrationen knapp darüber im Bereich um 0 %.

Da in diesen Fällen 45 Jahre zwischen den historischen und aktuellen Rechnungen liegen, ist eine exakte Bestimmung der Herkunft der Unterschiede wie bei ThUO₂ so gut wie ausgeschlossen. Neben den bereits jeweils für die einzelnen Vergleiche erwähnten Gründen können dieselben Verbesserungen Ursache der Unterschiede sein, wie bereits für ThUO₂ angegeben: Fortschritt bei den Wirkungsquerschnittsbibliotheken; Verwendung von 252 anstatt 16 Energiegruppen; andere und verfeinerte Rechencodes. Auch für Plutonium-Oxalat sind bei den historischen Daten nur die fertigen, gedruckten Kurven dokumentiert, nicht aber, auf welchen Datenpunkten diese beruhen oder mit wie vielen Datenpunkten diese erzeugt wurden. Es ist davon auszugehen, dass die Anzahl der Einzelrechnungen bei den historischen Rechnungen aufgrund limitierter Ressourcen auf wenige Einzelrechnungen begrenzt war und die Zwischenwerte der Kurven z. B. durch Verwendung eines Kurvenlineals erzeugt wurden. Dies bedingt eine weitere Unsicherheit in den historischen Daten.

4.3.2.3 Schlussfolgerungen

Der Vergleich der historischen Daten mit den Neuberechnungen hat gezeigt, dass die Frage nach der Konservativität der Neuberechnungen quasi für jede Kritikalitätsgröße einzeln behandelt werden muss.

Um die jeweiligen Minima der Kurven sind fast alle historischen Kurven konservativ, oder die relativen Abweichungen liegen nahe Null. Daher ist es nicht notwendig, Sicherheitsüberlegungen, die auf den historischen Kurven beruhen, zu überprüfen und gegebenenfalls anpassen zu müssen. Auf der anderen Seite ergibt sich mit den neu gerechneten Kurven unter Umständen die Gelegenheit, für aktuelle oder zukünftige Anwendungen übermäßige Konservativitäten abzubauen.

4.4 Elektronische Version des Handbuchs zur Kritikalität

Das Softwaretool HBcrit wurde entwickelt, um die kritischen Parameterkurven anzeigen und auswerten zu können, die in Band 2 des *Handbuch zur Kritikalität* (/GRS 19d/, /GRS 19e/) enthalten sind. Das Tool besteht aus zwei Teilen:

- HBcritDB: Die HDF5 Datenbank enthält die Daten der kritischen Parameterkurven.
- HBcritGUI: Die graphische Benutzeroberfläche (*graphical user interface*, GUI) ermöglicht die Auswahl des Stoffsystems und dessen Anzeige und Auswertung.

4.4.1 HDF5 Datenbank HBcritDB

Sämtliche Daten, auf denen die Abbildungen in Band 2 des *Handbuchs zur Kritikalität* beruhen, sind in der Datenbank HBcritDB gespeichert. Diese Daten umfassen neben den Koordinaten der berechneten, bzw. digitalisierten Parameterkurven auch sämtliche Beschriftungen der Abbildungen und Informationen zu dem berechneten Stoffsystem, bzw. des jeweils verwendeten Rechencodes und Rechenoptionen. Im Forschungsvorhaben 4716E03350 und seinen Vorgängern wurden die historischen Daten des Handbuchs digitalisiert, die nur in gedruckter Form als Parameterkurven vorlagen. Diese digitalisierten Daten und sämtliche neu gerechneten Kurven wurden in ein standardisiertes Datenformat übertragen (siehe /SOM 19/). Dabei wurde für jede Abbildung des Handbuchs eine eigene Textdatei (.txt) mit sämtlichen relevanten und notwendigen Daten erstellt. Dieses Vorgehen erlaubt u. a. die automatisierte Erzeugung einer Datenbank aus den vorhandenen Daten.

Die Datenbank wurde in dem Format HDF5 implementiert /HDF 22a/. Diese moderne Hochleistungs-Datenstruktur erlaubt das effiziente Speichern von heterogenen Daten in binärer Form und ermöglicht eine schnelle Ein- und Ausgabe der gespeicherten Daten. Sie erlaubt zudem ein einfaches Verteilen der Daten und ist plattformübergreifend verwendbar. Es existieren für fast alle Programmiersprachen fertige Bibliotheken, die den komfortablen Zugriff auf die Daten erlauben. Dies gilt auch für Python, in dem das Graphical User Interface HBcritGUI implementiert ist. Zudem existieren Programme, mit denen die Datenbank in einer graphischen Ansicht geöffnet werden kann und sämtliche Daten bzw. deren Struktur ausgelesen werden können, z. B. HDFView für Windows und Linux /HDF 22b/.

Die Datenbank weist analog zu der Struktur des *Handbuchs zur Kritikalität* eine hierarchische Struktur mit folgenden Ebenen auf:

- Spaltstoffsystem (z. B. ^{235}U - ^{238}U -Wasser, homogen)
 - Spaltstoff-Verbindung (z. B. Metallischer Spaltstoff)
 - Zusätzliche Unterscheidung (z. B. unterschiedliche Restfeuchten, verschiedene Berechnungsjahre oder mehrere Lösungsmittel)
 - Kritikalitätsparameter (z. B. kritische Größen, k_{inf})

Abb. 4.14 zeigt die HDF5 Datenbank des *Handbuchs zur Kritikalität* geöffnet in HDFView beispielweise für die kritische Kugelmasse von ^{235}U - ^{238}U -Wasser; U-Metall.

The screenshot shows the HDFView 3.1.2 interface. The left pane displays a tree view of the HDF5 dataset structure:

- band1_2_2022.07.19_3.h5
 - 1. Uran-Wasser Systeme
 - 1.A Homogene 235U-238U-Wasser Systeme
 - U-Metall
 - Moderationsverhältnis (selected)
 - fCommentsPosRel
 - fCommentsPosRelEng
 - fDataPointsErrorX
 - fDataPointsErrorY
 - fDataPointsX
 - fDataPointsY
 - fDataX
 - fDataY
 - fErrorX
 - fErrorY
 - fPosXLabelsManual
 - fPosXLabelsManualEng
 - fXrange
 - fYrange
 - iDataStartPoints
 - iLengthData
 - iLengthDataPoints
 - iNCurvesPoints
 - sColors
 - sComments
 - sCommentsEng
 - sLegends
 - sLegendsEng
 - sLinestyles
 - sPointstyles
 - sXLabelsManual
 - sXLabelsManualEng
 - kinf

The right pane shows the 'Object Attribute Info' for the selected dataset. It displays the following table of attributes:

Name	Type	Array Size	Value
bLogX	8-bit enum (0=FALSE, 1=TRUE)	Scalar	True
bLogY	8-bit enum (0=FALSE, 1=TRUE)	Scalar	True
iIndex	64-bit integer	Scalar	0
iNComments	64-bit integer	Scalar	1
iNCommentsEng	64-bit integer	Scalar	1
iPosLegend	64-bit integer	Scalar	1
iPosLegendCompare	64-bit integer	Scalar	3
iPosLegendSa	64-bit integer	Scalar	2
sDate	String, length = variable, padding = H5T_STR_NULLTERM, cset = H5T_CSET_UTF8	Scalar	16
sDateEng	String, length = variable, padding = H5T_STR_NULLTERM, cset = H5T_CSET_UTF8	Scalar	10
sFile	String, length = variable, padding = H5T_STR_NULLTERM, cset = H5T_CSET_UTF8	Scalar	./
sTitle	String, length = variable, padding = H5T_STR_NULLTERM, cset = H5T_CSET_UTF8	Scalar	U
sTitleEng	String, length = variable, padding = H5T_STR_NULLTERM, cset = H5T_CSET_UTF8	Scalar	40
sTitleX	String, length = variable, padding = H5T_STR_NULLTERM, cset = H5T_CSET_UTF8	Scalar	U
sTitleXEng	String, length = variable, padding = H5T_STR_NULLTERM, cset = H5T_CSET_UTF8	Scalar	ur
sTitleY	String, length = variable, padding = H5T_STR_NULLTERM, cset = H5T_CSET_UTF8	Scalar	M
sTitleYEng	String, length = variable, padding = H5T_STR_NULLTERM, cset = H5T_CSET_UTF8	Scalar	m

Abb. 4.14 HDF5 Datenbank geöffnet in HDFView für die kritische Kugelmass von ^{235}U - ^{238}U -Wasser; U-Metall

Für jeden dieser Datensätze, der jeweils einem Kritikalitätsparameter eines Stoffsystems bzw. einer Abbildung in der gedruckten Version des Handbuchs entspricht, gibt es untergeordnete Datensätze zu den Parameterkurven (Tab. 4.4), untergeordnete Datensätze zu den Abbildungen (Tab. 4.5) und Attribute zu den Abbildungen (Tab. 4.6). Dabei sind nicht alle Werte für alle Parameterkurven vorhanden, bzw. notwendig. Für alle Werte, die Text enthalten, ist die Möglichkeit implementiert, eine englische Version zu speichern (Endung der Variabel: ...Eng). Sollte die englische Form gleich der deutschen Form sein (z. B. meist bei den Titeln), ist die englische Form in der Datenbank nicht explizit angegeben, sondern es wird im weiteren Verlauf die deutsche Form verwendet.

Tab. 4.4 Inhalt der Datenbank HBcritDB: Datensätze zu den Parameterkurven

Name des Datensatz	Beschreibung	Typ
fDataX	x-Werte der Kurven	Float
fDataY	y-Werte der Kurven	Float
fErrorX	Unsicherheit der Kurven-Werte in x-Richtung	Float
fErrorY	Unsicherheit der Kurven-Werte in y-Richtung	Float
fDataPointsX	x-Werte von Datenpunkten	Float
fDataPointsY	y-Werte von Datenpunkten	Float
fDataPointsErrorX	Unsicherheit der Daten-Werte in x-Richtung	Float
fDataPointsErrorY	Unsicherheit der Daten-Werte in y-Richtung	Float

Tab. 4.5 Inhalt der Datenbank HBcritDB: Datensätze zu den Abbildungen

Name des Datensatz	Beschreibung	Typ
fCommentsPosRel	Relative Positionen der Kommentare in der Abb. in x- und y-Richtung	Float-array
fCommentsPos-RelEng	Relative Positionen der englischen Kommentare in der Abb. in x- und y-Richtung	Float-array
fXrange	Wertebereich in x-Richtung	Float-array
fYrange	Wertebereich in y-Richtung	Float-array
iLengthData	Anzahl der Daten-Werte je Kurve	Integer-array
iLengthDataPoints	Anzahl der Punkt-Werte je Kurve	Integer-array
iNCurvesPoints	Nicht verwendet	Integer-array
sColors	Farbe je Kurven	String-array
sComments	Text der Kommentare	String-array
sCommentsEng	Text der Kommentare in Englisch	String-array
sLegends	Legende je Kurven	String-array
sLegendsEng	Legende je Kurven in Englisch	String-array
sLinestyles	Kurvenstil je Kurve	String-array
sPointstyles	Punktstil je Kurve	String-array
sXLabelsManual	Nicht verwendet	String-array
sXLabelsManualEng	Nicht verwendet	String-array

Tab. 4.6 Inhalt der Datenbank HBcritDB: Attribute zu den Abbildungen

Name des Attributs	Beschreibung	Typ
bLogX	x-Achse logarithmisch: Ja, Nein	Boolean
bLogY	y-Achse logarithmisch: Ja, Nein	Boolean
iNComments	Anzahl der Anmerkungen in der Abbildung	Integer
iNCommentsEng	Anzahl der Anmerkungen in der Abbildung in Englisch	Integer
iPosLegend	Position der Legende in der Abbildung (Python-Notation)	Integer
iPosLegend-Compare	Position der Legende in der Abbildung, beim Vergleich zweier Kurven (Python-Notation)	Integer
iPosLegendSa	Position der Legende der zusätzlichen Achse in der Abbildung (Python-Notation)	Integer
sDate	Datum der Datenerzeugung (z. B. 25.07.1969)	String
sDateEng	Datum der Datenerzeugung in Englisch (z. B. 07-25-1969)	String
sFile	Dateiname der .txt-Datei, aus der dieser Datensatz erzeugt wurde	String
sTitle	Titel der Abbildung (z. B. U235-MET-HOM)	String
sTitleEng	Titel der Abbildung in Englisch (meist gleich)	String
sTitleX	Beschriftung der x-Achse (z. B. Urankonzentration cU [gU/cm ³])	String
sTitleXEng	Beschriftung der x-Achse in Englisch (z. B. uranium concentration cU [gU/cm ³])	String
sTitleY	Beschriftung der y-Achse (z. B. kritische Kugelmasse Mk [kg U])	String
sTitleYEng	Beschriftung der y-Achse in Englisch (z. B. critical spherical mass Mk [kg U])	String

4.4.2 Graphische Oberfläche HBcritGUI

Für die Anzeige der kritischen Parameterkurven wurde die graphische Benutzeroberfläche (Graphical User Interface, GUI) HBcritGUI entwickelt. Hierzu wurden zuerst sogenannte useCases aufgestellt, die die voraussichtliche Verwendung des Programms umreißen. Hierauf basierend erfolgte systematisch die Implementierung der GUI.

4.4.2.1 useCases der Anwendung

Für die Aufstellung der useCases wurde zuerst die Gruppe der potenziellen Anwender ermittelt (GRS intern, Behörden in Deutschland, international). Darauf aufbauend wurden UseCases erstellt und welche Funktionen diese Anwender von der GUI potenziell erwarten werden. Davon wiederum wurden Anforderungen (*Requirements*) formuliert, die in der GUI implementiert werden müssen. Das zugehörige Anwendungsfalldiagramm ist in Abb. 4.15 gezeigt.

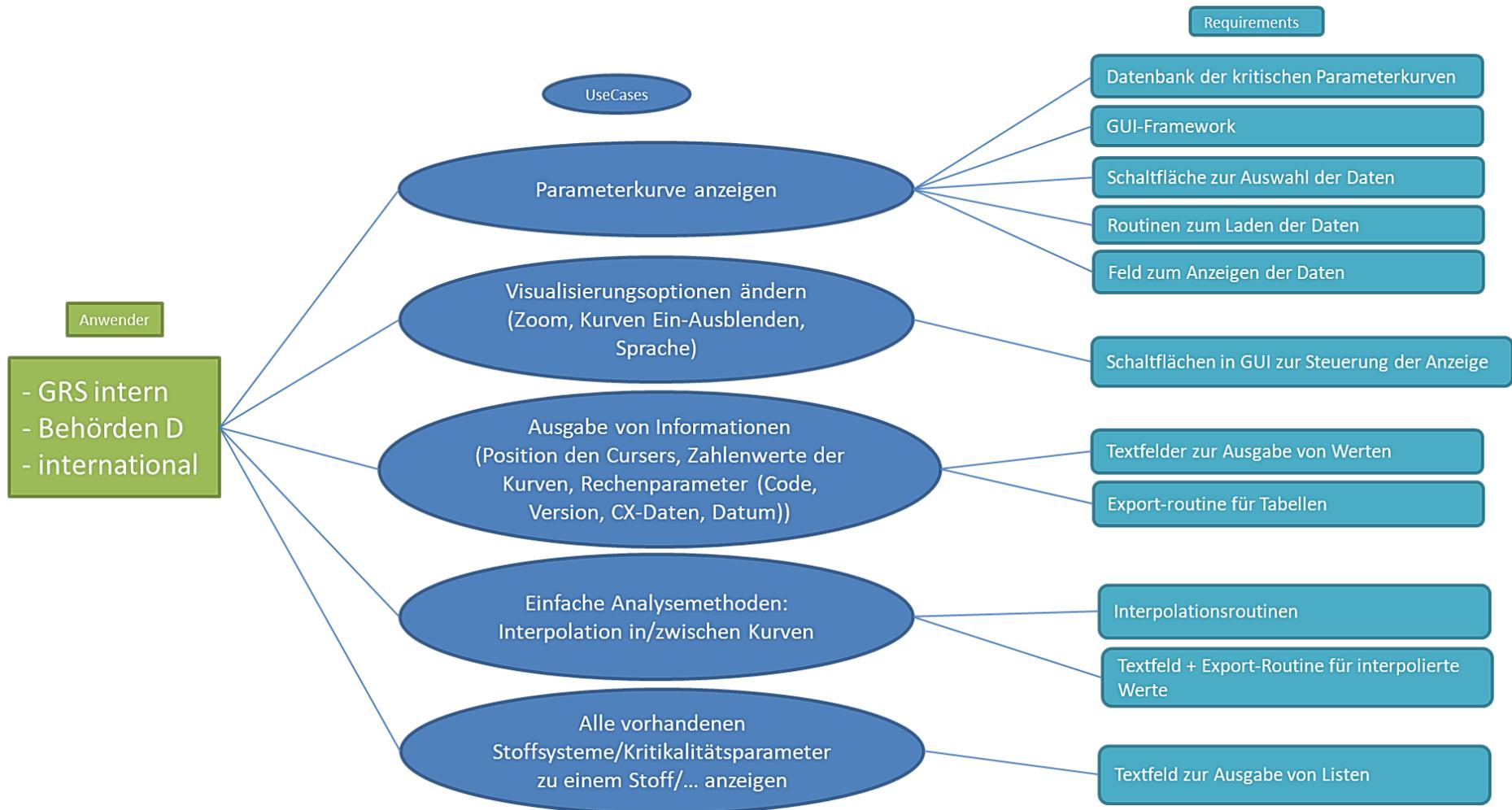


Abb. 4.15 Anwendungsdiagramm der useCases für die GUI HBcrit

4.4.2.2 Implementierung von HBcritGUI

Die GUI HBcritGUI wurde als interaktives Jupyter Notebook implementiert. Dies erlaubt eine rasche Implementierung und die teilweise Verwendung bereits vorhandener Einlese- und Anzeigeroutinen für die kritischen Parameterkurven, die im Zuge des Forschungsvorhabens 4719E03320 und seiner Vorgänger entwickelt wurden. Außerdem erlaubt dies eine sehr flexible Implementierung, bei der der fortgeschrittene Anwender einfach eigene Analyseroutinen implementieren, bzw. zusätzlich Visualisierungsoptionen hinzufügen kann. Nach ausführlichem Abwägen wurden diese Punkte größeres Gewicht zugeschrieben als einer eventuell „schöneren“ Oberfläche bei einem reinen Stand-Alone Programm.

Als Voraussetzung zur Benutzung der GUI muss Python inklusive der Jupyter Notebook Umgebung installiert sein, z. B. über das *Anaconda Repository* [ANA 22]. Zusätzlich müssen die folgenden Python Pakete installiert werden: h5py, ipywidgets, matplotlib, notebook, natsort, numpy.

Die GUI ist so aufgebaut, dass möglichst viel Code in Subroutinen implementiert ist, und nur die Auswahlboxen und das Notwendigste auf dem Bildschirm erscheint. Die GUI ist zweisprachig gehalten (Deutsch oder Englisch), und weitgehend selbsterklärend.

Abb. 4.16 zeigt die Grundstruktur der GUI nach dem Aufruf.

HBcritGui

A graphical user interface to visualize and evaluate data of the GRS Handbook of Criticality.

Eine graphische Benutzeroberfläche, um die Daten des Handbuchs zur Kritikalität der GRS zu visualisieren und auszuwerten.

Run: Menu -> Cell -> Run All (0)

```
In [ ]: from hbcritgui import GUI (1)
```

Eingabeparameter / Input Parameters

```
In [ ]: filenameDatabank = "../HBcritDB/2022.07.27/band1,2.h5"
        language = 'English' # English, German
        gui = GUI(filenameDatabank, language) (2)
```

Auswahl der Daten / Data Selection

```
In [ ]: gui.displayMaterialSystems() (3)
```

Interaktiver Plot / Interactive Plot

```
In [ ]: gui.showInteractivePlot() (4)
```

Details der Rechnung / Details of the Calculation

```
In [ ]: gui.showDetailsDescription() (5)
```

Abb. 4.16 HBcritGUI Grundstruktur

Wie dem Anfangstext der GUI zu entnehmen ist, kann das Notebook durch die Auswahl von *Menu* → *Cell* → *Run All* (0) ausgeführt werden.

Die grundlegende Struktur der GUI ergibt sich wie folgt: Bei Ausführung der ersten Zelle des Notebooks (1) werden die Hintergrundroutinen geladen, die in dem Python-Paket *hbcritgui* zusammengefasst sind. Bei Ausführung der zweiten Zelle des Notebooks (2) wird der relative Pfad zu der HDF5 Datenbank angegeben, die geladen werden soll, die Sprache (Deutsch oder Englisch) der weiteren Menüführung angegeben, und bei Ausführung beide Werte an die Hintergrundroutinen weitergegeben. Bei Ausführung der dritten Zelle (3) werden die Auswahlmenüs für das Material-System, für die Details des Material-Systems, für den anzuzeigenden Parameter und für die anzuzeigenden Kurven geladen und angezeigt. Bei Ausführen erhält man die Ansicht in Abb. 4.17. Je nach Auswahl der Sprache in Zeile (2) werden sowohl die Überschriften als auch die Optionen zur Auswahl in Deutsch oder Englisch angezeigt.

```
gui.displayMaterialSystems()
```

Liste der verfügbaren Materialsysteme. Einfachauswahl.

1.A Homogene 235U-238U-Wasser Systeme
1.B Homogene Urandioxid-Wasser Systeme
1.C Homogene Uranoxifluorid-Wasser Systeme
1.F Homogene UranylNitrat-Wasser Systeme
1.G Homogene AUC-Wasser Systeme
1.H Homogene ADU-Wasser Systeme
1.I Homogene Uran(VI)oxid-Wasser Systeme
3.B Homogene Urandioxid-Thoriumdioxid-Wasser und Isopropanol Systeme
5.A Homogene 235U-238U-Graphit Systeme
5.B Homogene Urandioxid-Graphit Systeme
7.B Homogene Urandioxid-Thoriumdioxid-Graphit Systeme
9.B Homogene Urandioxid-Thoriumdioxid Systeme mit Graphit-Wasser Moderation
10.A Homogene Plutonium-Wasser Systeme
10.B Homogene Plutoniumdioxid-Wasser Systeme
10.D Homogene Plutoniumkarbid (PuC) Systeme
10.E Homogene Plutoniumoxalat-Wasser Systeme
10.F Homogene Plutoniumnitrat-Wasser Systeme
10.G Homogene Ammoniumplutonylcarbonat (APuC)-Wasser Systeme
10.K Homogene Plutonylnitrat-Wasser Systeme
11.B Homogene Uran-Plutonium-Mischoxid-Wasser Systeme
11.D Homogene Uran-Plutonium-Mischkarbid Systeme
11.F Homogene Uran-Plutonium-Nitrat Systeme
11.G Homogene AUPuC-Wasser Systeme
15.B Homogene 233Uran-233Thorium-Oxid-Wasser Systeme
15.F Homogene 233Uran-233Thorium-Nitrat-Wasser Systeme

Liste der verfügbaren Details des ausgewählten Materialsystems. Einfachauswahl.

U-Metall
U-Metall, UO2

Liste der verfügbaren kritischen Parameterkurven des ausgewählten Materialsystems. Einfachauswahl.

k_{inf}
kritische Kugelmasse
kritische Schichtdicke
kritischer Zylinderdurchmesser
kritisches Kugelvolumen
Moderationsverhältnis

Liste der verfügbaren Kurven des ausgewählten kritischen Parameters des ausgewählten Materialsystems. Mehrfachauswahl.

10 %
100 %

Abb. 4.17 HBcritGUI - Auswahl der Daten

Aus der „Liste der verfügbaren Materialsysteme“ wird das anzuzeigende Material durch Einfachauswahl gewählt. Die Auflistung orientiert sich an der gedruckten Version des Handbuchs. Je verfügbaren Daten für dieses System ändern sich die weiteren Listen und es werden jeweils die möglichen Optionen angezeigt.

Aus der „Liste der verfügbaren Details des ausgewählten Materialsystems“ kann für einige Systeme als zusätzliche Unterscheidung ein Detail durch Einfachauswahl ausgewählt werden, z. B. unterschiedliche Restfeuchten, verschiedene Berechnungsjahre oder unterschiedliche Lösungsmittel.

Aus der „Liste der verfügbaren kritischen Parameterkurven des ausgewählten Materialsystems“ kann der anzuzeigende Parameter durch Einfachauswahl ausgewählt werden.

Aus der „Liste der verfügbaren Kurven des ausgewählten kritischen Parameters des ausgewählten Materialsystems“ können durch Mehrfachauswahl die Kurven ausgewählt werden, die angezeigt werden sollen. Diese Mehrfachauswahl unterstützt typische Windows-Kommandos wie Shift+Mausklick auf zwei Kurven für die Auswahl eines Bereichs und Strg+Mausklick für die Aus- oder Abwahl einzelner Kurven. Bei einer neuen Auswahl in einem der vier Auswahlfenster ändert sich die Anzeige in Zelle (4) sofort. Dafür werden bei Änderung in einem Auswahlfenster, die jeweils erste Option der untergeordneten Auswahlfenster, bzw. alle zur Verfügung stehende Kurven ausgewählt.

Bei Ausführen von Zelle (4) wird das Anzeigefenster und die zugehörigen Steuerelemente geladen und angezeigt, siehe Abb. 4.18.

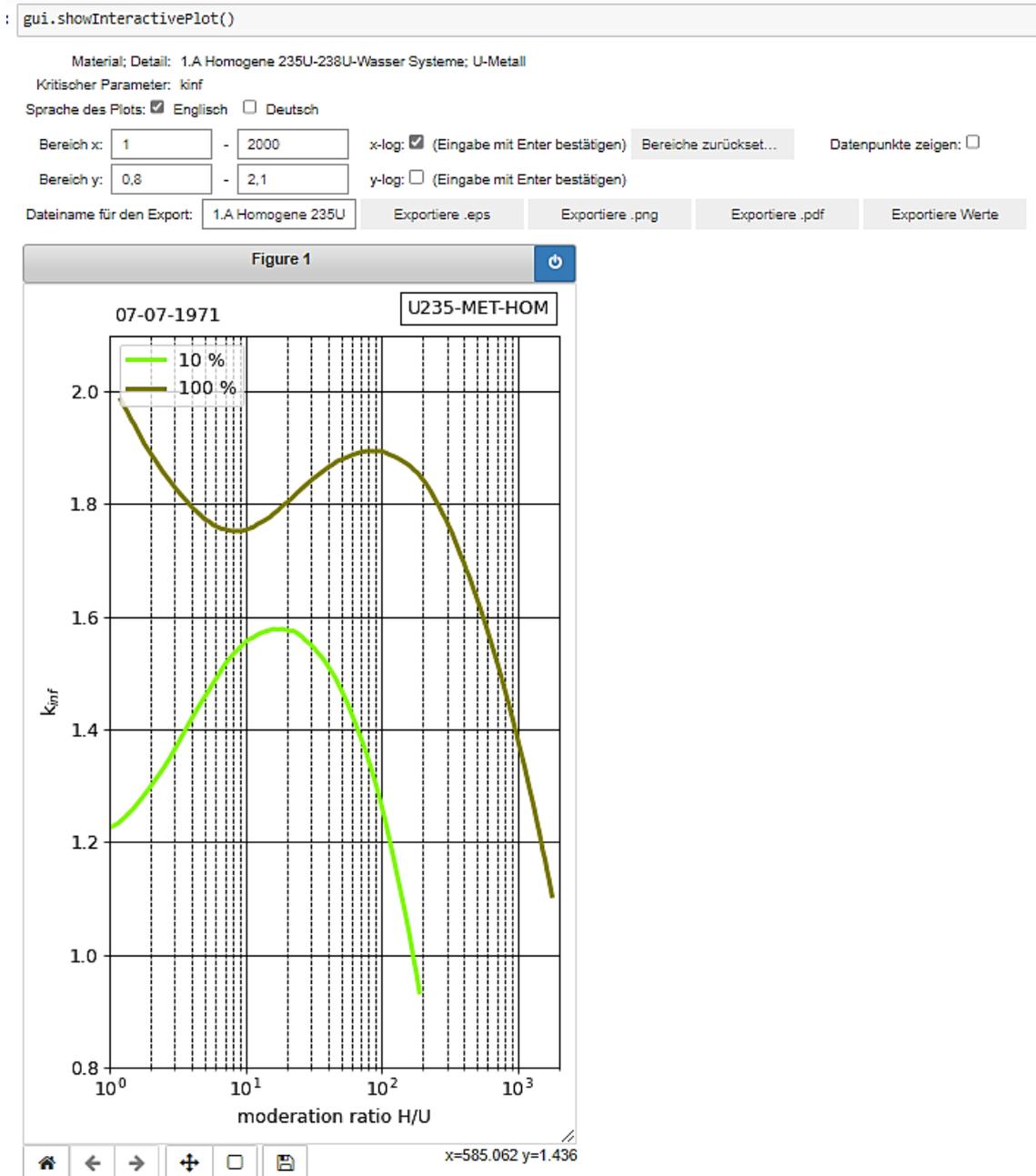


Abb. 4.18 HBcritGUI – Anzeigefenster

In den ersten beiden Zeilen werden das ausgewählte Material, die Details und der ausgewählte kritische Parameter angezeigt. Darauf folgt ein Block mit Steuerelementen für die Anzeige, vor dem eigentlichen Anzeigebereich. Die implementierten Steueroptionen sind im Folgenden beschrieben. Als Standardwerte werden die Werte verwendet, die auch für die gedruckte Version des Handbuchs verwendet werden und in der Datenbank hinterlegt sind.

- Sprache des Plots: Hier kann die Sprache sämtlichen Textes in der Abbildung zwischen Deutsch und Englisch ausgewählt werden. Damit ist es auch möglich, bei deutscher Menüführung englisch beschriftete Abbildungen zu erzeugen.
- Bereich x/y: Minimum und Maximum des x, bzw. y-Bereichs.
- x/y-log: Auswahl, ob die x, bzw. y-Achse linear oder logarithmisch dargestellt wird.
- Bereich zurücksetzen: Mit diesem Steuerknopf kann der x- und y-Bereich und die Auswahl, ob lineare oder logarithmische Darstellung gezeigt wird, auf die Standardwerte zurückgesetzt werden.
- Datenpunkte zeigen: Aktiviert die Anzeige der eigentlichen Datenpunkte, auf denen die Kurven beruhen. Für aktuelle Rechnungen seit etwa dem Jahr 2000 sind dies die gerechneten Datenpunkte, für ältere Rechnungen sind dies die Punkte, an denen die Daten digitalisiert wurden.
- Dateiname für den Export: Der automatisch erzeugte Name setzt sich aus dem Material, dem Detail und dem kritischen Parameter zusammen. Der Dateiname kann manuell geändert werden.
- Exportiere .eps, .png, .pdf: Exportiert die Abbildung wie sie angezeigt wird in eine Bilddatei des jeweiligen Formats.
- Exportiere Werte: Exportiert die Datenpunkte der angezeigten Kurven und die restlichen in der Abbildung enthaltenen Daten (Achsenbeschriftung, Kommentare, ...) in eine Textdatei.

In der interaktiven Abbildung gibt es weiter Bedien-, bzw. Anzeigeelemente:

- Schaltfläche  : Verschieben der Abbildungsfläche, während die Größe der Abbildung gleich bleibt;
- Schaltfläche  : Auswahl eines rechteckigen Zoom-Bereichs in der Abbildung;
- Schaltfläche  : Zurücksetzen auf die originalen Anzeigeeoptionen;
- Wenn sich der Cursor innerhalb der Abbildung befindet, werden seine x- und y-Koordinate im rechten unteren Bildrand angezeigt.

Bei Ausführen von Zelle (5) wird eine Textbox geladen, in der die Details der Rechnung angezeigt werden, siehe Abb. 4.19.

```
gui.showDetailsDescription()
```

Details of chosen calculation:

```
calculationCode : GAMTEC, DTF  
chemicalFormula : U  
density          : 18.9  
libraryEng       : 16 energy groups  
reflectionEng    : full
```

Abb. 4.19 HBcritGUI – Details der Rechnung

Bei den gegebenen Informationen handelt es sich typischerweise um den verwendeten Rechencode, die chemische Formel, die Querschnittsbibliothek der nuklearen Daten, die maximale theoretische Dichte des Materialsystems und den Grad der Reflektion.

5 Implementierung und Validierung moderner Rechenverfahren

In Kapitel 5.1 werden die Arbeiten zu dem Rechenbenchmark „Intercomparison Exercise on Bias and Correlated Data, Comparison of Methods“ der OECD-NEA, WPNCs, SG 11 dokumentiert, Kapitel 5.2 präsentiert die durchgeführten Arbeiten zu FISPACT-II.

5.1 Rechenbenchmark der OECD-NEA, WPNCs, SG 11: Intercomparison Exercise on Bias and Correlated Data, Comparison of Methods

5.1.1 Problembeschreibung

Kritikalitätssicherheitsbewertungen bedürfen zumeist einer möglichst genauen rechnerischen Vorhersage des effektiven Neutronenmultiplikationsfaktors k_{eff} unter Berücksichtigung einer Sicherheitstoleranz. In der Regel werden solche Vorhersagen für einen Anwendungsfall mit validierten Rechenmethoden, sogenannten Kritikalitätscodes, durchgeführt. Diese Kritikalitätscodes werden im Allgemeinen u. a. durch Nachrechnungen von Kritikalitätsexperimenten validiert. Die zur Validierung herangezogenen Kritikalitätsexperimente werden international in verschiedenen Laboratorien durchgeführt und sind z.B. in dem „International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments“ /NEA 16/ umfangreich dokumentiert und evaluiert.

Der Einfluss und die Quantifizierung statistischer Abhängigkeiten in Daten von Kritikalitätsrechnungen und deren Auswirkung auf das Validierungsverfahren wird z. B. in der Arbeitsgruppe zur nuklearen Kritikalitätssicherheit „Working Party on Nuclear Criticality Safety“ (WPNCs) des OECD-NEA Ausschuss für Nuklearwissenschaften, dem Nuclear Science Committee, thematisiert. Im Rahmen dieser Diskussion wurden verschiedene Benchmarks ausgearbeitet. Der hier bearbeitete Benchmark mit dem Titel „Bias an Correlated Data, Comparison of Methods“ der dafür gebildeten „Subgroup 11“ beschäftigt sich mit der Korrektur des Bias im berechneten Neutronenmultiplikationsfaktor anhand von Korrelationen zwischen Benchmark-Experimenten /HOE 21/. Dieser baut auf dem bereits abgeschlossenen Benchmark mit dem Titel „Role of integral experiment covariance data for criticality safety validation“ auf, der im Rahmen der Expertengruppe zur Unsicherheitsanalyse für die Bewertung der Kritikalitätssicherheit „Expert Group on Uncertainty Analysis for Criticality Safety Assessment“ (UACSA) durchgeführt wurde /HOE 15a/.

Korrelationseffekte zwischen den relevanten Messdaten verschiedener Experimente können entstehen, wenn z. B. dieselben experimentellen Komponenten bei der Durchführung der einzelnen Experimente in unterschiedlichen Anordnungen verwendet werden. Wenn man sich bei dem Validierungsverfahren nicht auf eine ausreichende Anzahl von unkorrelierten Datensätzen stützen kann, ist die korrekte Behandlung der korrelierten Daten notwendig.

Der Schwerpunkt dieses Benchmarks besteht im Vergleich verschiedener Methoden zur Bestimmung des Bias (maximale Differenz zwischen berechnetem und wahrem Wert) bei der Berechnung des Neutronenmultiplikationsfaktors k_{eff} für einen Anwendungsfall. Die Berechnung soll unter Berücksichtigung von Kovarianzen, Sensitivitäten und Unsicherheiten von k_{eff} durchgeführt werden. In diesem Benchmark soll ein reiner Vergleich der Methodik durchgeführt werden und nicht die Bestimmung dieser zugrundeliegenden Daten thematisiert werden. Dies wurde in dem Vorgänger-Benchmark ausführlich behandelt. Hier wurde von den Organisatoren ein theoretischer Fall konstruiert, um den Teilnehmern am Benchmark denselben Startpunkt zu liefern. Dieser beinhaltet die berechneten k_{eff} -Werte und deren 1σ Unsicherheiten des Anwendungsfalls und von neun Benchmark-Experimenten (BM1 bis BM9). Die Daten der Benchmark-Experimente umfassen neben den nachgerechneten Werten auch die experimentell gewonnenen k_{eff} -Werte und deren Unsicherheiten. Zudem wurden sowohl die Korrelationen zwischen den berechneten k_{eff} -Werten des Anwendungsfalls und der Benchmark-Experimente aufgrund von Unsicherheiten in den verwendeten nuklearen Daten als auch die Korrelationen zwischen den experimentell bestimmten k_{eff} -Werten der Benchmark-Experimente aufgrund von experimentellen Unsicherheiten angegeben. Für die Korrelationen der experimentell bestimmten k_{eff} -Werte werden drei verschiedene Fälle unterschieden: ein Fall ohne jegliche Korrelation zwischen den Experimenten, ein Fall mit mittlerer Korrelation und ein Fall mit sehr hoher Korrelation. Es sei nochmal hervorgehoben, dass es sich hier um keine reell gemessenen und berechneten Daten handelt, sondern um Beispieldaten, mit denen der Vergleich zwischen den Methoden dargestellt werden soll.

Bei der von der GRS eingesetzten Methode handelt es sich um ein Bayes-Verfahren. Die Methode basiert auf der MOCABA-Methode, die in /HOE 15b/ vorgestellt und in /STU 16/ von der GRS implementiert und angepasst wurde. Im folgenden Kapitel wird die verwendete Methode skizziert und im darauffolgenden Kapitel wird deren Anwendung auf die Benchmark-Testfälle diskutiert.

5.1.2 Mathematisches Modell

Die im Rahmen dieser Arbeit verwendete Methode beruht auf der Anwendung der Bayesschen Statistik. Die grundlegenden Konzepte werden hier ohne weitere Details eingeführt. Für weiterführende Lektüre verweisen wir auf eine Vielzahl von Publikationen zu diesem Thema, wie z. B. die Anwendung der Bayesschen Statistik im Rahmen von Kritikalitätssicherheitsbewertungen in /NEU 09/ und /HOE 11/.

Mithilfe des Satzes von Bayes lässt sich die Wahrscheinlichkeit, dass das Ereignis A unter der Bedingung, dass das Ereignis B eingetreten ist, wie folgt berechnen:

$$P(A|B) = \frac{P(B|A)P(A)}{P(B)} \quad (5.1)$$

Dabei ist $P(A)$ die A-priori-Wahrscheinlichkeit (Prior) für das Ereignis A und $P(A|B)$ die A-posteriori-Wahrscheinlichkeit (Posterior) für das Ereignis A , wenn das Vorwissen B gegeben ist. $P(B)$ wird als Evidenz bezeichnet und kann als Normierungsfaktor bestimmt werden. $P(B|A)$ wird in der Literatur oft als inverse Wahrscheinlichkeit, Likelihood oder Plausibilität bezeichnet und gibt die Wahrscheinlichkeit für das Ereignis B an, unter der Annahme, dass A eingetreten ist. Für Wahrscheinlichkeitsdichten folgt der Satz von Bayes analog.

Für den hier vorliegenden Anwendungsfall wird, aufgrund von Unsicherheiten in den nuklearen Daten, eine multivariate Normalverteilung für die Beobachtung der k_{eff} -Werte angenommen. Somit folgt für die Prior-Verteilung:

$$p(k_{\text{eff}}) \propto \exp\left(-\frac{1}{2}(k_{\text{eff}} - k_{\text{eff},0})^T \Sigma_{k_{\text{eff}}}^{-1} (k_{\text{eff}} - k_{\text{eff},0})\right) \quad (5.2)$$

Dabei ist $k_{\text{eff},0}$ der Erwartungswertvektor und $\Sigma_{k_{\text{eff}}}$ die Kovarianzmatrix. Für die inverse Wahrscheinlichkeitsverteilung werden auch die experimentellen Messungen e unter der Bedingung, dass k_{eff} beobachtet wurde, durch eine multivariate Normalverteilung ausgedrückt:

$$p(e|k_{\text{eff}}) \propto \exp\left(-\frac{1}{2}(e - Uk_{\text{eff}})^T \Sigma_e^{-1}(e - Uk_{\text{eff}})\right). \quad (5.3)$$

Dabei ist U eine Rechteckmatrix und repräsentiert eine lineare Transformation des Multiplikationsfaktor-Vektors und Σ_e ist die Kovarianzmatrix.

Da sowohl die Prior-Verteilung als auch die inverse Wahrscheinlichkeitsverteilung Normalverteilungen sind, ist auch die Posterior-Verteilung normalverteilt:

$$p(k_{\text{eff}}|e) \propto \exp\left(-\frac{Q^*}{2}\right) \quad (5.4)$$

Dies beinhaltet das Argument $Q^* = (k_{\text{eff}} - k_{\text{eff}}^*)^T \Sigma^{*-1}(k_{\text{eff}} - k_{\text{eff}}^*)$, wobei k_{eff}^* der Erwartungswert und Σ^* die Kovarianzmatrix ist. Andererseits gilt für Q^* , aufgrund des Satzes von Bayes, $p(k_{\text{eff}}|e) \propto p(e|k_{\text{eff}}) \cdot p(k_{\text{eff}})$:

$$Q^* = (e - Uk_{\text{eff}})^T \Sigma_e^{-1}(e - Uk_{\text{eff}}) + (k_{\text{eff}} - k_{\text{eff},0})^T \Sigma_{k_{\text{eff}}}^{-1}(k_{\text{eff}} - k_{\text{eff},0}) \quad (5.5)$$

Da bei einer Normalverteilung der Erwartungswert und der Modus identisch sind, lässt sich der Erwartungswert k_{eff}^* und die Kovarianzmatrix Σ^* durch das Bestimmen des Maximums von $p(k_{\text{eff}}|e)$ berechnen, oder analog durch die Berechnung des Minimums von Q^* . Eine detaillierte Herleitung kann in /HOE 19/ eingesehen werden. Nach einigen Umformungen folgen für den Erwartungswert und die Kovarianzmatrix somit die Korrekturvorschriften:

$$k_{\text{eff}}^* = k_{\text{eff},0} + \Sigma_{k_{\text{eff}}} U^T (U \Sigma_{k_{\text{eff}}} U^T + \Sigma_e)^{-1} U (U^{-1} e - k_{\text{eff},0}) \quad (5.6)$$

$$\Sigma^* = \Sigma_{k_{\text{eff}}} - \Sigma_{k_{\text{eff}}} U^T (U \Sigma_{k_{\text{eff}}} U^T + \Sigma_e)^{-1} U \Sigma_{k_{\text{eff}}} \quad (5.7)$$

Um zwischen dem Anwendungsfall und den Benchmark-Variablen zu unterscheiden, werden die Vektor- und Matrix-Größen in den obigen Korrekturvorschriften in einen Beitrag des Anwendungsfalls und einen Beitrag der Benchmark-Experimente aufgeteilt:

$$k_{eff}^* = \begin{pmatrix} k_{eff}^{A,*} \\ k_{eff}^{B,*} \end{pmatrix}, \quad k_{eff,0} = \begin{pmatrix} k_{eff,0}^A \\ k_{eff,0}^B \end{pmatrix}, \quad e = \begin{pmatrix} e^A \\ e^B \end{pmatrix}, \quad U = \begin{pmatrix} U_A & 0 \\ 0^T & U_B \end{pmatrix} \quad (5.8)$$

$$\Sigma^* = \begin{pmatrix} \Sigma_{AB}^* & \Sigma_{AB}^* \\ \Sigma_{AB}^{*T} & \Sigma_B^* \end{pmatrix}, \quad \Sigma_{k_{eff}} = \begin{pmatrix} \Sigma_{k_{eff},A} & \Sigma_{k_{eff},AB} \\ \Sigma_{k_{eff},AB}^T & \Sigma_{k_{eff},B} \end{pmatrix}, \quad (5.9)$$

$$\Sigma_e = \begin{pmatrix} \Sigma_{e,A} & 0 \\ 0^T & \Sigma_{e,B} \end{pmatrix}.$$

Hierbei wurden die Messungen für den Anwendungsfall und den Benchmark-Experimenten als statistisch unabhängig angenommen, $\Sigma_{e,AB} = 0$. Unter der Annahme, dass es sich um direkte experimentelle Messungen der Benchmark-Experimente handelt, vereinfacht sich die Transformationsmatrix U_B zur Einheitsmatrix, $U_B = I$. Da keine experimentelle Messung für den Anwendungsfall vorliegt wird sowohl die Kovarianzmatrix $\Sigma_{e,A}$, als auch die Transformationsmatrix U_A gleich der Nullmatrix gesetzt, $\Sigma_{e,A} = U_A = 0$. Durch Einsetzen dieser Definitionen in die obige Korrekturvorschrift, erhalten wir für den Anwendungsfall folgende modifizierte Korrekturvorschriften:

$$k_{eff}^{A,*} = k_{eff,0}^A + \Sigma_{k_{eff},AB} (\Sigma_{k_{eff},B} + \Sigma_{e,B})^{-1} (e^B - k_{eff,0}^B) \quad (5.10)$$

$$\Sigma_A^* = \Sigma_{k_{eff},A} - \Sigma_{k_{eff},AB} (\Sigma_{k_{eff},B} + \Sigma_{e,B})^{-1} \Sigma_{k_{eff},AB}^T \quad (5.11)$$

Der korrigierte Multiplikationsfaktor $k_{eff}^{A,*}$ des Anwendungsfalls hängt somit vom Prior $k_{eff,0}^A$ ab, von der Ähnlichkeit des Anwendungsfalls und der Benchmark-Rechnungen $\Sigma_{k_{eff},AB}$, von der Kovarianzmatrix der Benchmark-Rechnungen $\Sigma_{k_{eff},B}$, von den Unsicherheiten bei der experimentellen Bestimmung der Multiplikationsfaktoren der Benchmark-Experimente $\Sigma_{e,B}$ und von der Differenz zwischen den experimentell bestimmten und den berechneten Werten der Multiplikationsfaktoren der Benchmark-Experimente $e^B - k_{eff,0}^B$. Der korrigierte Multiplikationsfaktor $k_{eff}^{A,*}$ des Anwendungsfalls kann somit, je nach

Vorzeichen der Differenz von $e^B - k_{\text{eff},0}^B$, größer oder kleiner als der unkorrigierte Multiplikationsfaktor werden. Die Größe des Korrekturterms nimmt mit höheren Korrelationen zwischen dem Anwendungsfall und den Benchmark-Rechnungen $\Sigma_{k_{\text{eff},AB}}$ zu. Hohe Unsicherheiten bei den Benchmark-Rechnungen (Diagonalwerte von $\Sigma_{k_{\text{eff},B}}$) sowie bei den experimentellen Messungen (Diagonalwerte von $\Sigma_{e,B}$) tragen zu einer Verringerung des Korrekturterms bei.

Die korrigierte Unsicherheit des Anwendungsfalls Σ_A^* kann nur kleiner werden oder gleichbleiben. Dabei führt eine hohe Korrelation zwischen dem Anwendungsfall und den Benchmark-Rechnungen zu einer niedrigeren Unsicherheit der Posterior-Verteilungsfunktion. Andererseits führen hohe Unsicherheiten bei den Benchmark-Rechnungen (Diagonalwerte von $\Sigma_{k_{\text{eff},B}}$) sowie bei den experimentellen Messungen (Diagonalwerte von $\Sigma_{e,B}$) zu einer Verringerung des Korrekturterms.

5.1.3 Benchmark-Spezifikationen und Ergebnisse

Ziel dieses Benchmarks ist die Bestimmung des Bias zwischen dem wahren Wert des Neutronenmultiplikationsfaktors und dem mit Kritikalitätscodes berechneten Wert. Des Weiteren soll die Unsicherheit des berechneten Bias abgeschätzt werden. Die hier verwendete Methode wurde im vorherigen Kapitel 5.1.2 dargestellt und verwendet zur Bestimmung des Bias Korrelationen und Unsicherheiten verschiedener berechneter und experimentell gemessener Benchmark-Experimente.

In Abb. 5.1 ist die Korrelationsmatrix zwischen den k_{eff} -Werten des Anwendungsfalls und der Benchmark-Rechnungen aufgrund von Unsicherheiten in den nuklearen Daten aufgetragen. Die Korrelationsmatrix ist symmetrisch. In der oberen Hälfte sind die Korrelationswerte mit einem Farbcode dargestellt, während in der unteren Hälfte die Korrelations-Zahlenwerte explizit angegeben sind. Die Diagonalwerte der Korrelationsmatrix sind per Definition eins. Der Anwendungsfall weist die höchste Korrelation mit dem Benchmark BM1 auf und stetig geringere Korrelationen bis BM9. Die Unsicherheit (Standardabweichung) aufgrund der nuklearen Daten beträgt $\sigma_{nuc} = 10^{-2}$ für den Anwendungsfall sowie für alle Benchmark-Experimente. Die Kovarianzmatrix zwischen dem Anwendungsfall und den Benchmark-Experimenten aufgrund von geteilten Unsicherheiten in den nuklearen Daten, lässt sich somit leicht bestimmen: $cov(a, b) = \sigma_{nuc}^2 corr(a, b)$.

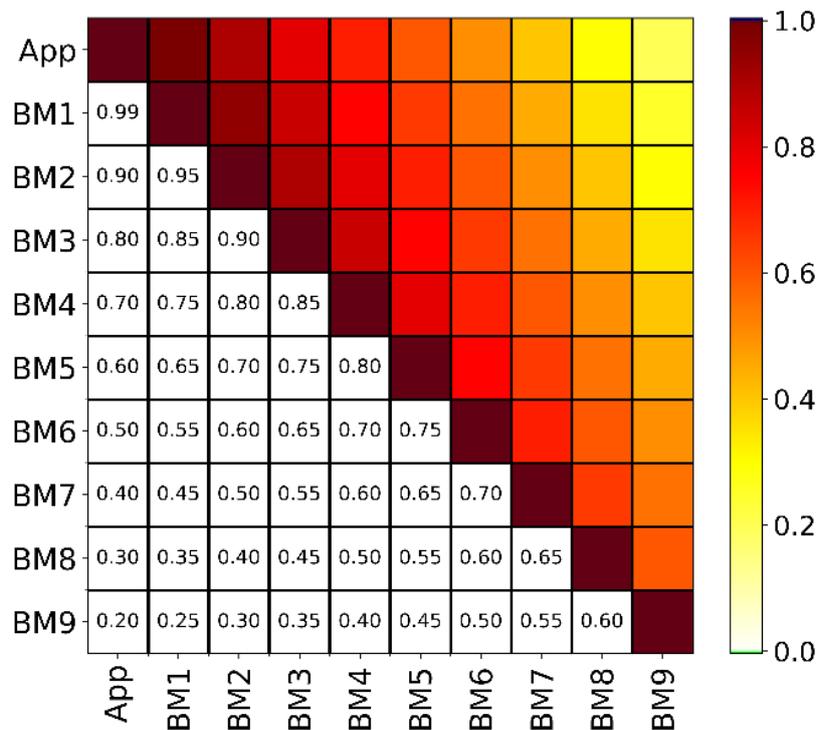


Abb. 5.1 Korrelationsmatrix zwischen den berechneten k_{eff} -Werten aufgrund von Unsicherheiten in den nuklearen Daten

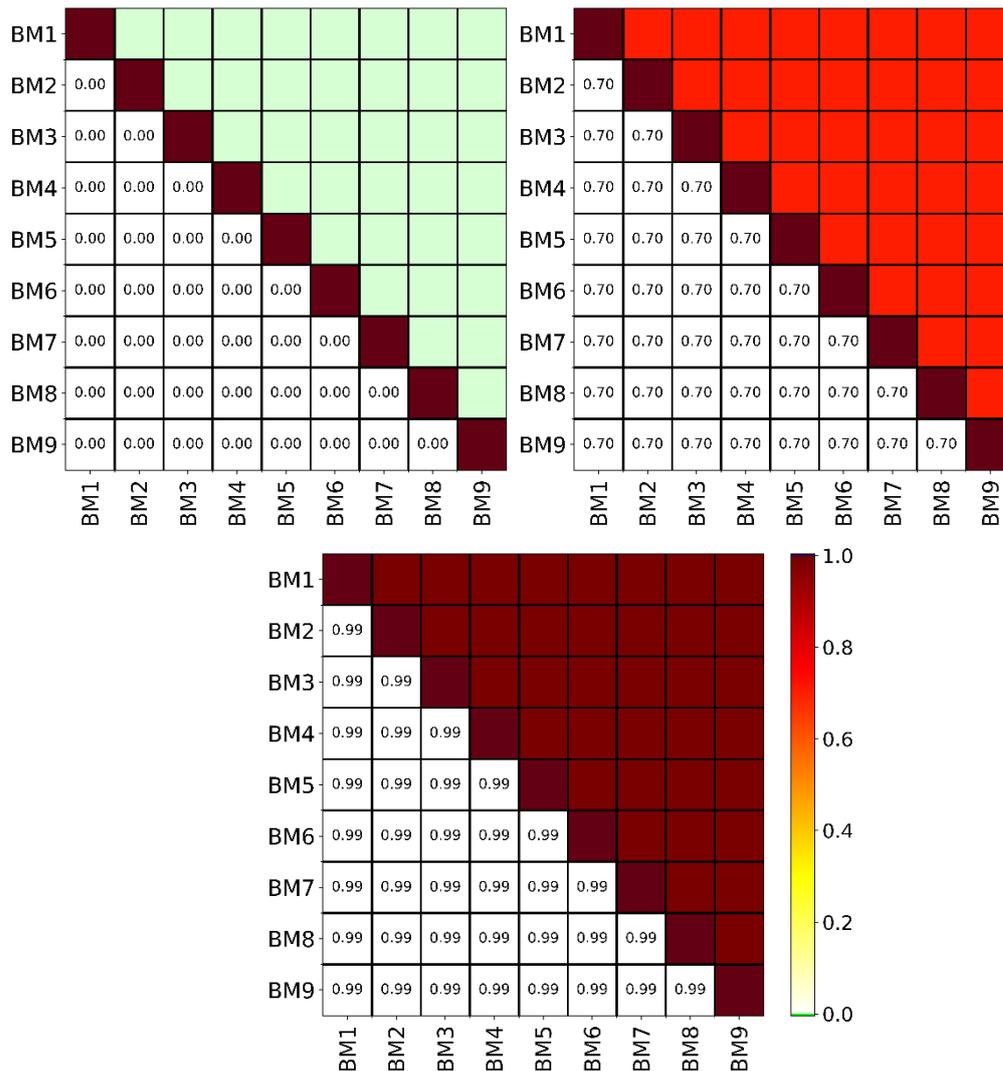


Abb. 5.2 Korrelationsmatrizen der experimentell bestimmten k_{eff} -Werte der Benchmark-Experimente aufgrund von experimentellen Unsicherheiten für die drei betrachteten Fälle

Keine Korrelation (oben links), moderate Korrelation (oben rechts), hohe Korrelation (unten).

In Abb. 5.2 sind die Korrelationsmatrizen zwischen den experimentell bestimmten k_{eff} -Werten der Benchmark-Experimente aufgrund von experimentellen Unsicherheiten aufgetragen. Dabei wird zwischen drei Fällen unterschieden: ein Fall ohne jegliche Korrelation zwischen den Messwerten, ein Fall mit moderater Korrelation und ein Fall mit hoher Korrelation. Die Darstellung der Korrelationsmatrizen ist analog zu Abb. 5.1.

Die Unsicherheiten der experimentellen Daten sind für einen Betrachtungsfall mit $\sigma_{\text{exp}} = 10^{-2}$ angegeben und für einen weiteren Betrachtungsfall mit $\sigma_{\text{exp}} = 10^{-3}$. Aufgrund der Einfachheit der Unsicherheiten, kann die Kovarianzmatrix wiederum trivial

berechnet werden: $cov(a, b) = \sigma_{exp}^2 corr(a, b)$. Zusätzlich wird die Unsicherheit aufgrund von Herstellungstoleranzen des Anwendungsfalls mit $\sigma_{man} = 10^{-2}$ angegeben. Da diese Unsicherheit nicht in die Rechnung einfließt, wird sie am Ende zur Gesamtunsicherheit des Anwendungsfalls hinzuaddiert.

Für beide Betrachtungsfälle sollen im Rahmen des Benchmarks 33 Testfälle untersucht werden, wobei für die verschiedenen Testfälle jeweils eine andere Anzahl und Kombination von Benchmark-Experimenten berücksichtigt werden soll. Für jeden Testfall soll der korrigierte Multiplikationsfaktor $k_{eff}^{A,*}$ und dessen Unsicherheit Σ_A^* angegeben werden. Im Allgemeinen sind $k_{eff}^{A,*}$ und Σ_A^* Vektor- bzw. Matrixgrößen. Da nur ein einzelner Anwendungsfall betrachtet wird, vereinfachen sie sich zu skalaren Größen. Zu den 33 im Benchmark geforderten Testfällen, haben wir weitere 24 Testfälle durchgeführt, um die Aussagekraft des Benchmarks zu erhöhen.

Alle bisher präsentierten Daten wurden aus der Benchmark-Spezifikation übernommen. Für die Teilnahme an diesem Benchmark wurde die zuvor vorgestellte Methode zur Korrektur des Multiplikationsfaktor mithilfe der Bayesschen Statistik in einem Jupyter Notebook implementiert.

Im Folgenden werden die Ergebnisse für den ersten Betrachtungsfall ($\sigma_{exp} = 10^{-2}$) behandelt. Für die Testfälle 1 bis 9 wird die Korrektur mit jeweils nur einem Benchmark-Experiment durchgeführt. Daher sind in diesen Fällen keine Korrelationen zwischen den Benchmark-Experimenten zu berücksichtigen. Für die weiteren im Benchmark geforderten Testfälle 10 bis 33 werden sukzessiv weitere Benchmark-Experimente in Betracht gezogen. Dabei werden die Rechnungen jeweils für die drei verschiedenen Korrelationsmatrizen (keine, moderate und hohe Korrelation) der experimentell bestimmten k_{eff} -Werte wiederholt. Die Zahlenwerte sind in Tab. 5.1 aufgeführt. Bei den von uns zusätzlich durchgeführten 24 Testfällen Nr. 34 bis 57 wurden auch sukzessiv weitere Benchmark-Experimente in Betracht gezogen, allerdings von hinten beginnend mit Benchmark BM8 und BM9, dann BM7 bis BM9, usw. Auch hierbei wurden die Rechnungen jeweils für alle drei Korrelationsmatrizen durchgeführt. Die Zahlenwerte sind in Tab. 5.2 aufgeführt.

Tab. 5.1 Ergebnisse für Betrachtungsfall 1

Fall-Nr.	Berücksichtigte Experimente	Korrelationsfall	k_{eff} Bias	σ_{keff} Bias	Bias-korrigierte k_{eff}	Bias-korrigiertes σ_{keff}
1	BM1		-0,00891000	0,00714108	1,01109000	0,01228800
2	BM2		-0,00720000	0,00771362	1,01280000	0,01262933
3	BM3		-0,00480000	0,00824621	1,01520000	0,01296148
4	BM4		-0,00280000	0,00868907	1,01720000	0,01324764
5	BM5		-0,00090000	0,00905539	1,01910000	0,01349074
6	BM6		0,00007500	0,00935414	1,02007500	0,01369306
7	BM7		-0,00020000	0,00959166	1,01980000	0,01385641
8	BM8		0,00105000	0,00977241	1,02105000	0,01398213
9	BM9		-0,00020000	0,00989949	1,01980000	0,01407125
10	BM1 + BM2	keine	-0,01097724	0,00625062	1,00902276	0,01179280
11		moderat	-0,00905988	0,00706470	1,01094012	0,01224377
12		hoch	-0,00965482	0,00692234	1,01034518	0,01216219
13	BM1 + BM2 + BM3	keine	-0,01129765	0,00592682	1,00870235	0,01162442
14		moderat	-0,00909607	0,00706378	1,01090393	0,01224324
15		hoch	-0,01052706	0,00681105	1,00947294	0,01209919
16	BM1 + BM2 + BM3 + BM4	keine	-0,01116400	0,00581130	1,00883600	0,01156595
17		moderat	-0,00944696	0,00703430	1,01055304	0,01222626
18		hoch	-0,01150140	0,00668973	1,00849860	0,01203131
19	BM1 + BM2 + BM3 + BM4 + BM5	keine	-0,01091145	0,00577581	1,00908855	0,01154816
20		moderat	-0,01018575	0,00697216	1,00981425	0,01219061
21		hoch	-0,01278723	0,00655548	1,00721277	0,01195718
22	BM1 + BM2 + BM3 + BM4 + BM5 + BM6	keine	-0,01077650	0,00576873	1,00922350	0,01154462
23		moderat	-0,01102174	0,00688334	1,00897826	0,01214003
24		hoch	-0,01389433	0,00640677	1,00610567	0,01187631
25	BM1 + BM2 + BM3 + BM4 + BM5 + BM6 + BM7	keine	-0,01077033	0,00576863	1,00922967	0,01154457
26		moderat	-0,01133394	0,00677225	1,00866606	0,01207739
27		hoch	-0,01405183	0,00624172	1,00594817	0,01178809
28	BM1 + BM2 + BM3 + BM4 + BM5 + BM6 + BM7 + BM8	keine	-0,01087572	0,00576662	1,00912428	0,01154357
29		moderat	-0,01257792	0,00664072	1,00742208	0,01200413
30		hoch	-0,01563723	0,00605786	1,00436277	0,01169178
31	BM1 + BM2 + BM3 + BM4 + BM5 + BM6 + BM7 + BM8 + BM9	keine	-0,01081512	0,00575895	1,00918488	0,01153974
32		moderat	-0,01208016	0,00648848	1,00791984	0,01192059
33		hoch	-0,01466183	0,00585192	1,00533817	0,01158641

Tab. 5.2 Zusätzliche Rechnungen für Betrachtungsfall 1

Fall-Nr.	Berücksichtigte Experimente	Korrelationsfall	k_{eff} Bias	σ_{keff} Bias	Bias-korrigierte k_{eff}	Bias-korrigiertes σ_{keff}
34	BM9 + BM8	keine	0,00080220	0,00973833	1,02080220	0,01395834
35		moderat	0,00102165	0,00977230	1,02102165	0,01398205
36		hoch	0,00144575	0,00976210	1,02144575	0,01397493
37	BM9 + BM8 + BM7	keine	0,00039763	0,00949956	1,02039763	0,01379281
38		moderat	0,00029106	0,00956746	1,02029106	0,01383966
39		hoch	0,00020767	0,00951431	1,02020767	0,01380298
40	BM9 + BM8 + BM7 + BM6	keine	0,00031234	0,00917060	1,02031234	0,01356834
41		moderat	0,00011029	0,00927096	1,02011029	0,01363638
42		hoch	- 0,00001658	0,00915214	1,01998342	0,01355587
43	BM9 + BM8 + BM7 + BM6 + BM5	keine	- 0,00047168	0,00874175	1,01952832	0,01328225
44		moderat	- 0,00097972	0,00888246	1,01902028	0,01337528
45		hoch	- 0,00157153	0,00868972	1,01842847	0,01324806
46	BM9 + BM8 + BM7 + BM6 + BM5 + BM4	keine	- 0,00231400	0,00820317	1,01768600	0,01293414
47		moderat	- 0,00333536	0,00840608	1,01666464	0,01306377
48		hoch	- 0,00480499	0,00813770	1,01519501	0,01289272
49	BM9 + BM8 + BM7 + BM6 + BM5 + BM4 + BM3	keine	- 0,00482350	0,00754028	1,01517650	0,01252421
50		moderat	- 0,00622748	0,00784337	1,01377252	0,01270899
51		hoch	- 0,00839582	0,00749123	1,01160418	0,01249474
52	BM9 + BM8 + BM7 + BM6 + BM5 + BM4 + BM3 + BM2	keine	- 0,00790961	0,00672638	1,01209039	0,01205173
53		moderat	- 0,00950407	0,00718829	1,01049593	0,01231550
54		hoch	- 0,01233869	0,00671633	1,00766131	0,01204612
55	BM9 + BM8 + BM7 + BM6 + BM5 + BM4 + BM3 + BM2 + BM1	keine	- 0,01081512	0,00575895	1,00918488	0,01153974
56		moderat	- 0,01208016	0,00648848	1,00791984	0,01192059
57		hoch	- 0,01466183	0,00585192	1,00533817	0,01158641

In Abb. 5.3 ist die Prior-Verteilungsfunktion und die Posterior-Verteilungsfunktionen für den Fall 31 dargestellt (PDF: Probability distribution funktion: Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion). Hierbei ist der mit unkorrelierten Messungen korrigierte Multiplikationsfaktor orange dargestellt, der mit moderat korrelierten Messungen grün, und der mit stark korrelierten Messungen rot. Die unkorrigierte Verteilungsfunktion ist blau dargestellt. Die senkrechten Linien entsprechen dem Erwartungswert der jeweiligen Verteilungsfunktionen. Für alle drei Fälle verschieben sich die korrigierten Multiplikationsfaktoren in Richtung des experimentell bestimmten Multiplikationsfaktors ($k_{\text{eff}} = 1,0$). Zudem nimmt die Unsicherheit des korrigierten Multiplikationsfaktors im Vergleich zum unkorrigierten Multiplikationsfaktor leicht ab. Der Unterschied zwischen den drei Fällen mit unterschiedlicher Korrelation aufgrund von experimentellen Unsicherheiten ist im Vergleich zu der Unsicherheit von k_{eff} gering.

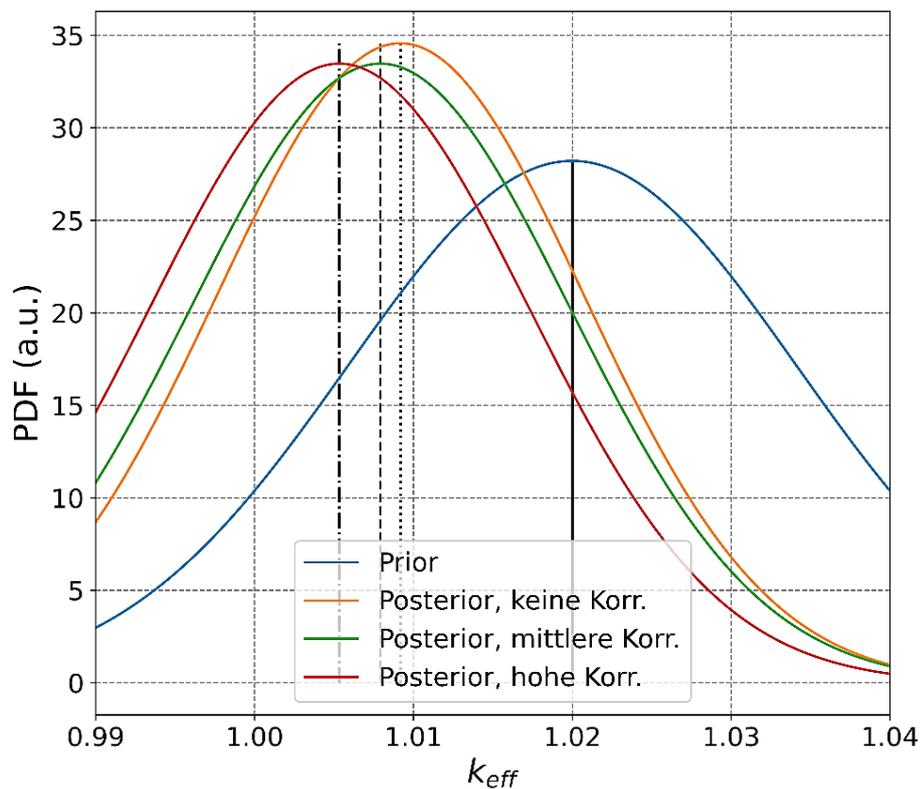


Abb. 5.3 Prior-Verteilungsfunktion und Posterior-Verteilungsfunktionen für den Fall 31 des Benchmarks

Prior-Verteilungsfunktion (blau) und Posterior-Verteilungsfunktionen für unkorrelierte (orange), moderat korrelierte (grün) und hoch korrelierte (rot) Messungen der Benchmark-Experimente.

In Abb. 5.4 sind die korrigierten Multiplikationsfaktoren für alle Testfälle aufgetragen. 0 (rot) entspricht dem unkorrigierten Multiplikationsfaktor, 1 bis 9 (schwarz) den Testfällen mit nur jeweils einem Benchmark-Experiment, 10 bis 33 den vorgegebenen Testfällen, bei denen sukzessiv weitere Benchmark-Experimente in Betracht gezogen werden und 34 bis 57 den von uns zusätzlich durchgeführten 24 Testfällen, bei denen die Benchmark-Experimente sukzessiv von hinten in Betracht gezogen werden. Bei den Testfällen 10 bis 57 entspricht blau, grün und orange den Fällen mit mehreren Benchmark-Experimenten für unkorrelierte, moderat korrelierte und stark korrelierte Messdaten. Bei den Fällen 1 bis 9 (Berücksichtigung jeweils nur eines Benchmark-Experiments) hängt die Korrektur des Multiplikationsfaktors stark von der Korrelation zwischen der Benchmark-Rechnung und der Anwendungsfall-Rechnung, bzw. von der Abweichung der Benchmark-Rechnung vom experimentellen Wert ab: je höher die Korrelation und je höher diese Abweichung, desto höher fällt die Korrektur aus. Aufgrund der Vorgaben des Rechenbenchmarks lässt sich keine getrennte Aussage über die Auswirkungen dieser zwei Effekte machen.

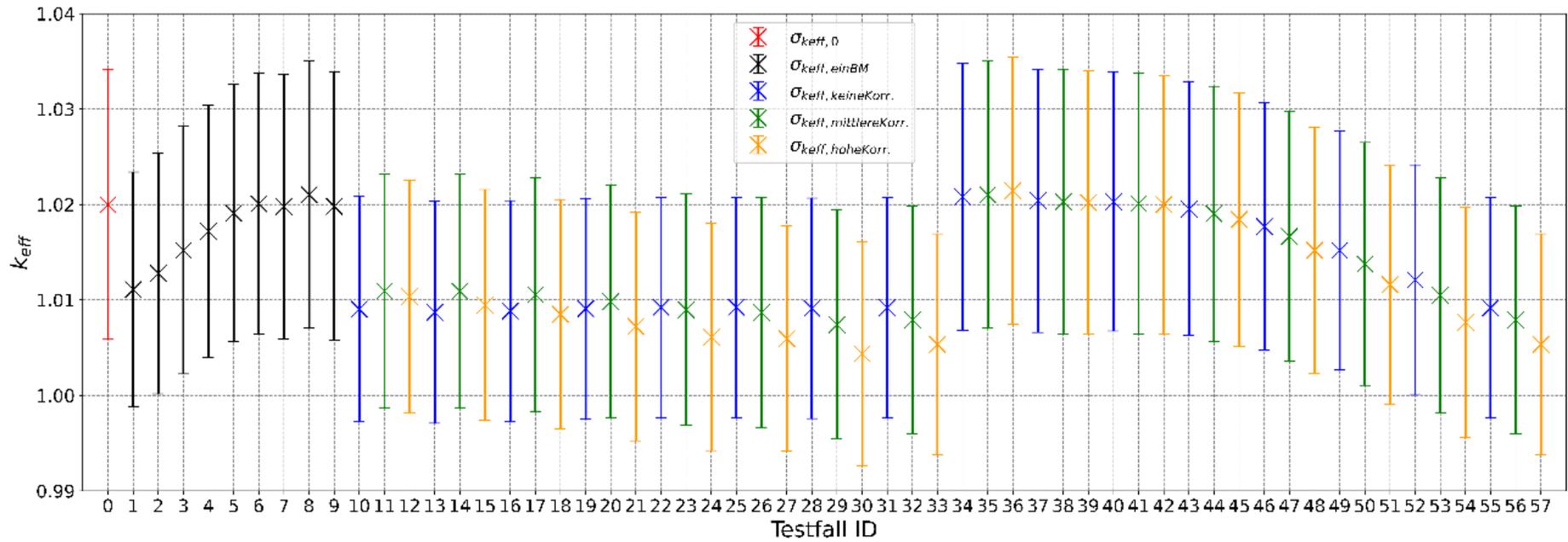


Abb. 5.4 Bias-korrigierte Multiplikationsfaktoren für die verschiedenen Testfälle für den ersten Betrachtungsfall mit $\sigma_{exp} = 10^{-2}$

Der Fehlerbalken illustriert die Unsicherheit des Neutronenmultiplikationsfaktors

Bei den Testfällen 10 bis 33 fällt auf, dass es nur einen sehr geringen Unterschied macht, wie viele Benchmark-Experimente man zur Korrektur des Anwendungsfalls heranzieht. Auch der Grad der Korrelation zwischen den Experimenten hat keinen großen Einfluss auf k_{eff} . Dies ist mit der Tatsache zu erklären, dass der Benchmark BM1 die höchste Korrelation mit dem Anwendungsfall hat, und daher die k_{eff} -Korrektur dominiert. Außerdem ist bei diesem Fall der Unterschied von k_{eff} am größten, also auch die größte Korrektur zu erwarten.

Aus diesem Grund wurden zusätzlich die Fälle 34 bis 57 gerechnet. k_{eff} ändert sich bis zur Verwendung der Benchmark-Experimente BM9 bis BM6 nur marginal. Dieses Verhalten ist mit der oben gegebenen Erklärung übereinstimmend (geringe Korrelation und geringe Abweichung von k_{eff} zw. Anwendungsfall und Benchmark-Experiment).

In Abb. 5.5 sind die Unsicherheiten von k_{eff} zur besseren Analyse nochmals aufgetragen. Bei der Unsicherheit von k_{eff} zeigt sich ein ähnliches Bild wie bei k_{eff} . Ein stärkerer Einfluss der niedrigeren Benchmark-Experimente aufgrund der höheren Korrelation und größeren Abweichung von k_{eff} zw. Anwendungsfall und Benchmark-Experiment.

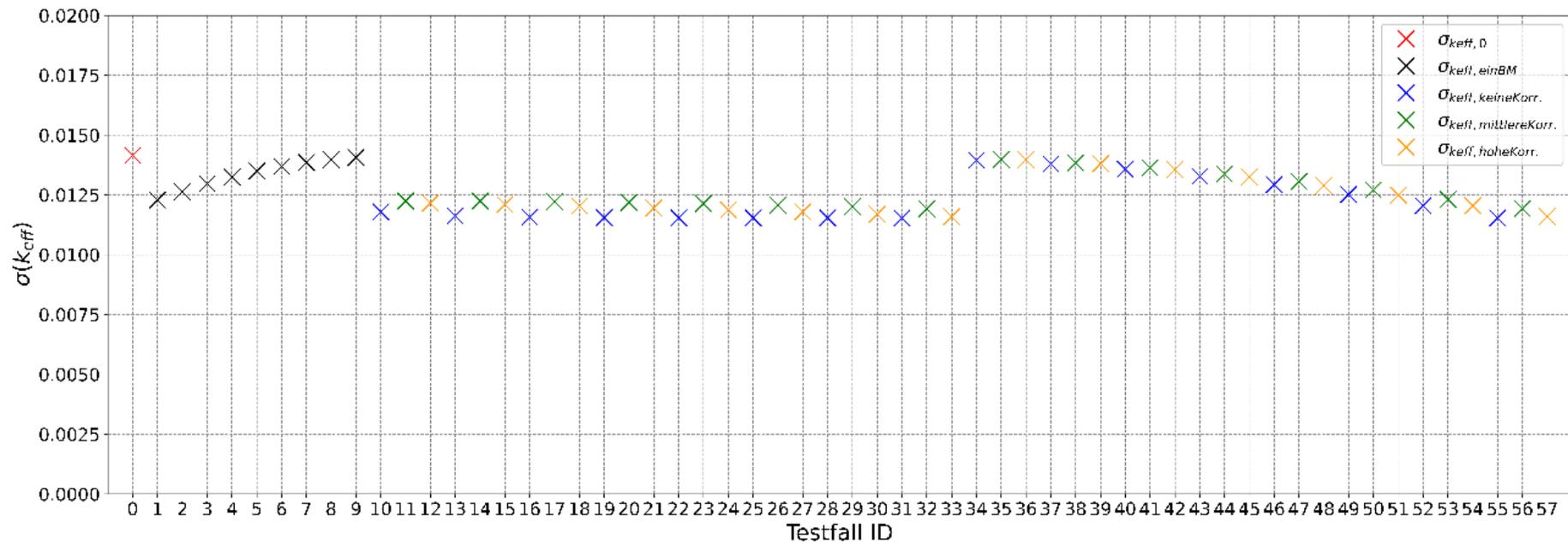


Abb. 5.5 Bias-korrigierte Unsicherheit σ_{keff} der Multiplikationsfaktoren für die verschiedenen Testfälle für den ersten Betrachtungsfall mit $\sigma_{\text{exp}} = 10^{-2}$

In Tab. 5.3 und Tab. 5.4 sind die Ergebnisse für den zweiten Betrachtungsfall mit $\sigma_{\text{exp}} = 10^{-3}$ aufgelistet und in Abb. 5.6 und Abb. 5.7 illustriert. Analog zu Abb. 5.4 sind die korrigierten Multiplikationsfaktoren samt Unsicherheiten für alle Testfälle aufgetragen und analog zu Abb. 5.5 die Unsicherheiten von k_{eff} .

Tab. 5.3 Ergebnisse für Betrachtungsfall 2

Fall-Nr.	Berücksichtigte Experimente	Korrelationsfall	k_{eff} Bias	σ_{keff} Bias	Bias-korrigierte k_{eff}	Bias-korrigiertes σ_{keff}
1	BM1		-0.01773	-0.01397	1.00227	0.00223
2	BM2		-0.01433	-0.01270	1.00567	0.00623
3	BM3		-0.00955	-0.01129	1.01045	0.00852
4	BM4		-0.00557	-0.00987	1.01443	0.01012
5	BM5		-0.00179	-0.00846	1.01821	0.01133
6	BM6		0.00149	-0.00705	1.02149	0.01226
7	BM7		-0.00040	-0.00564	1.01960	0.01297
8	BM8		0.00209	-0.00423	1.02209	0.01349
9	BM9		-0.00040	-0.00282	1.01960	0.01386
10	BM1 + BM2	keine	-0.01807	-0.01405	1.00193	0.00160
11		moderat	-0.01815	-0.01408	1.00185	0.00137
12		hoch	-0.01819	-0.01409	1.00181	0.00125
13	BM1 + BM2 + BM3	keine	-0.01813	-0.01405	1.00187	0.00159
14		moderat	-0.01820	-0.01408	1.00180	0.00137
15		hoch	-0.01823	-0.01409	1.00177	0.00124
16	BM1 + BM2 + BM3 + BM4	keine	-0.01818	-0.01405	1.00182	0.00159
17		moderat	-0.01825	-0.01408	1.00175	0.00136
18		hoch	-0.01829	-0.01409	1.00171	0.00124
19	BM1 + BM2 + BM3 + BM4 + BM5	keine	-0.01826	-0.01405	1.00174	0.00158
20		moderat	-0.01833	-0.01408	1.00167	0.00135
21		hoch	-0.01836	-0.01409	1.00164	0.00123
22	BM1 + BM2 + BM3 + BM4 + BM5 + BM6	keine	-0.01837	-0.01405	1.00163	0.00157
23		moderat	-0.01844	-0.01408	1.00156	0.00134
24		hoch	-0.01848	-0.01409	1.00152	0.00122
25	BM1 + BM2 + BM3 + BM4 + BM5 + BM6 + BM7	keine	-0.01834	-0.01406	1.00166	0.00156
26		moderat	-0.01842	-0.01408	1.00158	0.00133
27		hoch	-0.01845	-0.01409	1.00155	0.00121
28	BM1 + BM2 + BM3 + BM4 + BM5 + BM6 + BM7 + BM8	keine	-0.01845	-0.01406	1.00155	0.00156
29		moderat	-0.01852	-0.01408	1.00148	0.00132
30		hoch	-0.01856	-0.01409	1.00144	0.00120
31	BM1 + BM2 + BM3 + BM4 + BM5 + BM6 + BM7 + BM8 + BM9	keine	-0.01834	-0.01406	1.00166	0.00154
32		moderat	-0.01841	-0.01408	1.00159	0.00131
33		hoch	-0.01844	-0.01409	1.00156	0.00118

Tab. 5.4 Zusätzliche Rechnungen für Betrachtungsfall 2

Fall-Nr.	Berücksichtigte Experimente	Korrelationsfall	k_{eff} Bias	σ_{keff} Bias	Bias-korrigierte k_{eff}	Bias-korrigiertes σ_{keff}
34	BM9 + BM8	keine	0,001873958	0,009540257	1,021873958	0,013820872
35		moderat	0,001889662	0,009540909	1,021889662	0,013821322
36		hoch	0,001896371	0,009541163	1,021896371	0,013821497
37	BM9 + BM8 + BM7	keine	0,000424624	0,00914574	1,020424624	0,013551552
38		moderat	0,00041642	0,009146286	1,02041642	0,01355192
39		hoch	0,00041294	0,009146462	1,02041294	0,013552039
40	BM9 + BM8 + BM7 + BM6	keine	0,000198167	0,008603571	1,020198167	0,013191719
41		moderat	0,000189961	0,008603762	1,020189961	0,013191843
42		hoch	0,000186541	0,008603746	1,020186541	0,013191833
43	BM9 + BM8 + BM7 + BM6 + BM5	keine	-0,0016178	0,007911402	1,0183822	0,012751089
44		moderat	-0,001644246	0,007911502	1,018355754	0,012751152
45		hoch	-0,001655469	0,007911392	1,018344531	0,012751083
46	BM9 + BM8 + BM7 + BM6 + BM5 + BM4	keine	-0,005474746	0,007048593	1,014525254	0,012234487
47		moderat	-0,005537181	0,007048788	1,014462819	0,012234599
48		hoch	-0,005563927	0,00704862	1,014436073	0,012234502
49	BM9 + BM8 + BM7 + BM6 + BM5 + BM4 + BM3	keine	-0,009883454	0,005945124	1,010116546	0,011633766
50		moderat	-0,009972108	0,005944165	1,010027892	0,011633275
51		hoch	-0,01001035	0,00594328	1,00998965	0,011632824
52	BM9 + BM8 + BM7 + BM6 + BM5 + BM4 + BM3 + BM2	keine	-0,014900592	0,004381423	1,005099408	0,010917732
53		moderat	-0,015034661	0,004369231	1,004965339	0,010912845
54		hoch	-0,015093985	0,004362636	1,004906015	0,010910206
55	BM9 + BM8 + BM7 + BM6 + BM5 + BM4 + BM3 + BM2 + BM1	keine	-0,018189504	0,001420082	1,001810496	0,010100328
56		moderat	-0,018323792	0,001202696	1,001676208	0,010072064
57		hoch	-0,018387202	0,001067697	1,001612798	0,010056837

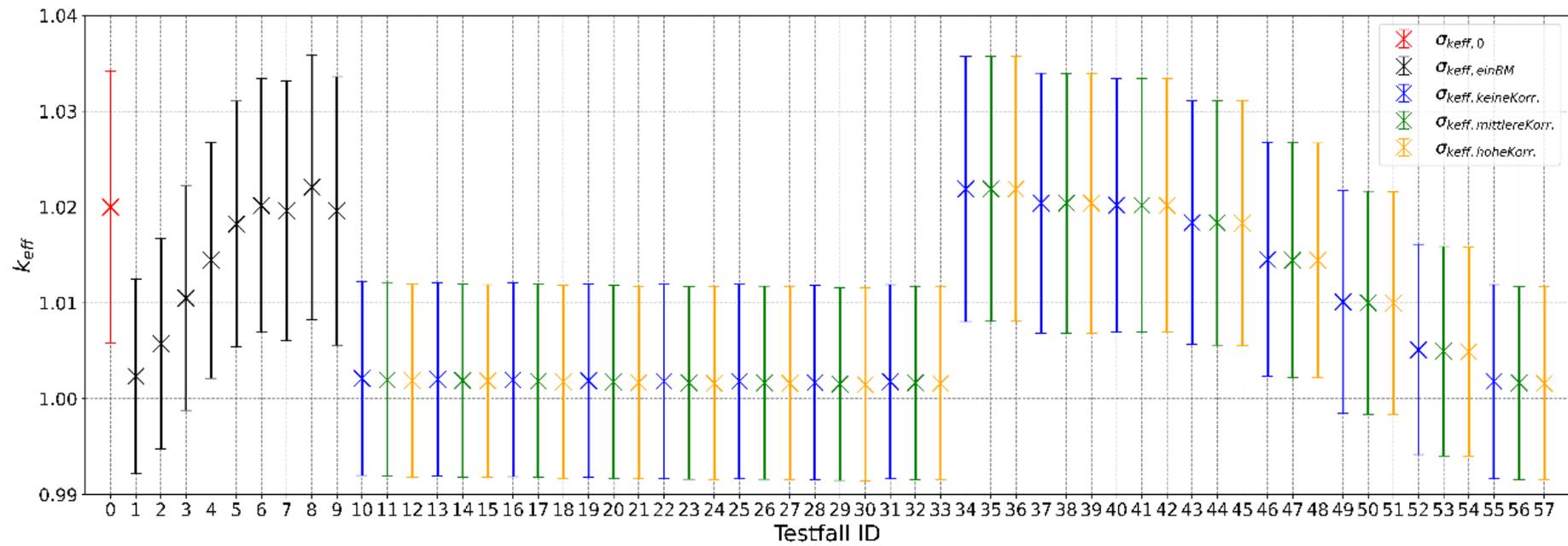


Abb. 5.6 Bias-korrigierte Multiplikationsfaktoren für die verschiedenen Testfälle für den zweiten Betrachtungsfall mit $\sigma_{\text{exp}} = 10^{-3}$

Der Fehlerbalken illustriert die Unsicherheit des Neutronenmultiplikationsfaktors.

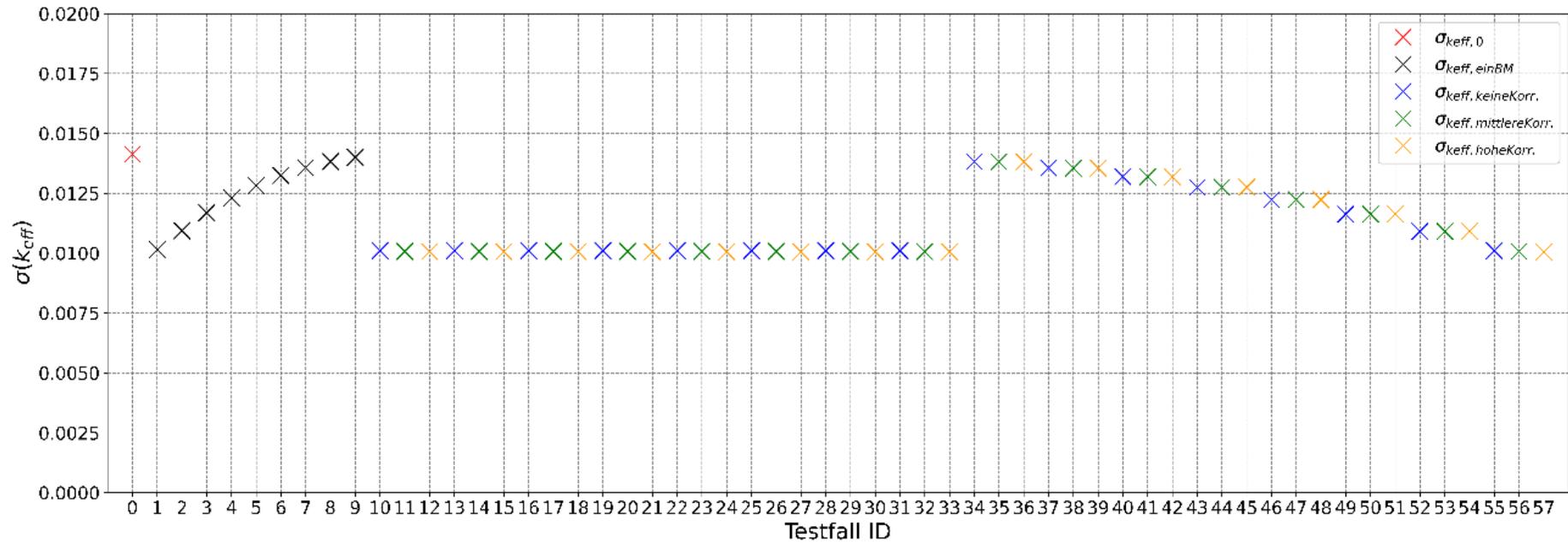


Abb. 5.7 Bias-korrigierte Unsicherheit σ_{keff} der Multiplikationsfaktoren für die verschiedenen Testfälle für den zweiten Betrachtungsfall mit $\sigma_{\text{exp}} = 10^{-3}$

Die kleinere experimentelle Messungengenauigkeit und die damit einhergehende geänderte Kovarianz hat einen großen Einfluss auf die Korrektur des Multiplikationsfaktors. Diese ist für die Fälle 1 bis 9 (nur ein Benchmark wird berücksichtigt) fast verdoppelt. Aber auch für fast alle anderen Fälle ist die Korrektur von k_{eff} deutlich größer. Der Einfluss der Korrelation zwischen den Benchmark-Fällen verschwindet fast vollständig, was auf eine 100-mal geringere Kovarianz zurückzuführen ist: $\text{cov}(a, b) = \sigma_{\text{exp}}^2 \text{corr}(a, b)$. Effektiv sind so alle Benchmark Experimente voneinander unabhängig.

Bei den Fällen 34 bis 57 entspricht der korrigierte k_{eff} -Wert dem jeweils berücksichtigten Benchmark mit der kleinsten Zahl (z.B. bei Fall 34: BM8 und bei Fall 49: BM3). Noch deutlicher als im ersten Betrachtungsfall zeigt sich in diesem zweiten Betrachtungsfall, dass der k_{eff} -Wert von demjenigen Benchmark dominiert wird, der am höchsten mit dem Anwendungsfall korreliert ist. Dies erklärt auch, warum die Fälle 10 bis 33 keinen signifikanten Unterschied zeigen.

Bei den Unsicherheiten von k_{eff} zeigt sich ein ganz ähnliches Bild:

- Je höher die Korrelation zwischen dem Anwendungsfall und dem Benchmark ist, desto stärker reduziert sich die Unsicherheit.
- Es gibt keinen Unterschied, abhängig von der Korrelation zwischen den Benchmark-Experimenten.
- Die Fälle 10 bis 33 zeigen keinen signifikanten Unterschied und werden durch den Benchmark BM1 dominiert.
- Die Fälle 34 bis 57 haben jeweils dieselbe Unsicherheit, wie der jeweils kleinste betrachtete Benchmark, werden also von dem Benchmark dominiert, der die höchste Korrelation mit dem Anwendungsfall hat.

Zusammenfassend können die bei der Berechnung des Benchmarks beobachteten Ergebnisse vollumfänglich erklärt werden. Unsere Erweiterung der Rechnungen bringt einen signifikanten Mehrwert zum Verständnis der angewendeten Methode. Der nationale und internationale Vergleich der Ergebnisse mit anderen Benchmark Teilnehmern wird im Zuge der Teilnahme an Treffen der Subgroup 11 verfolgt.

5.2 FISPACT-II

Das Programm FISPACT-II /SUB 17/ wird im Auftrag der *UK Atomic Energy Authority* (UKAEA) entwickelt und ist ein universell einsetzbares Inventarberechnungsprogramm. Es kann für Bereiche der Aktivierungs- und der Abbrandanalyse und für Abklingrechnungen eingesetzt werden, und ist in der Lage Reaktionen und Reaktionsraten zu berechnen die durch Neutronen, Protonen, Alpha-Teilchen, Deuteronen oder Gamma-Quanten induziert werden. Das Programm ist der Nachfolger des bekannten Programms FISPACT und ist von Grund auf neu in Fortran entwickelt worden. FISPACT-II wird mit der TENDL-Datenbibliothek als primärer Datenbibliothek ausgeliefert, stellt aber auch jeweils andere aktuelle Bibliotheken aus Evaluationen wie JEFF, ENDF/B und JENDL bereit. Das Programm wurde umfangreich bezüglich Nachzerfallsleistungsberechnung und bezüglich der zugrundeliegenden nuklearen Daten validiert /FLE 18a/, /FLE 18b/. Die Programmversion 3.2 wurde bereits im Vorgängervorhaben ausführlich analysiert /SOM 19/.

Zu Beginn des Vorhabens erschien die Version FISPACT-II 4.0, bei der insbesondere die zum Zeitpunkt der Veröffentlichung aktuellen Bibliotheken für nukleare Daten TENDL-2017, ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 mitgeliefert wurden. Inzwischen werden neue Datenbibliotheken unabhängig von der Veröffentlichung neuer Programmversionen auf der FISPACT-Webseite bereitgestellt, wodurch auch für ältere Programmversionen die Nutzung der neuesten Datenbibliotheken ermöglicht wird. Nachdem sich die Version 3.2 bereits als nützliche Ergänzung des Simulationsprogramm-Portfolios der GRS darstellte, wurde im aktuellen Vorhaben eine Evaluierung der Version 4.0 vorgenommen. Neben den erwähnten neuen Datenbibliotheken und einigen Detailverbesserungen und Fehlerbehebungen bietet diese Version vor allem ein neues Ausgabedatenformat in Form einer JSON-Datei und das Python-Paket *pypact* zum Postprocessing der berechneten Daten. Dieses wird im Rahmen eines Open Source Projekts entwickelt und ist über ein Github-Repository abrufbar /GIT 22/.

Im Rahmen der Evaluierung der neuen Version wurden im Wesentlichen zwei Schritte durchgeführt. Zum einen wurden die bereits mit der Vorgängerversion durchgeführten Testrechnungen mit der neuen Programmversion unter Verwendung der aktualisierten Datenbibliotheken wiederholt und analysiert. Zum anderen wurde das *pypact*-Paket umfangreich getestet.

Bei der Analyse der Testrechnungen ergaben sich keine relevanten Unterschiede zu den bereits mit der Version 3.2 erzielten Ergebnisse. Ein Beispiel für diese Vergleichsrechnungen ist in Abb. 5.8 gezeigt. Das Beispiel zeigt die Probe einer Betonstruktur, die im Neutronenfeld eines Forschungsreaktors bestrahlt und dadurch aktiviert wurde. Diese Aktivierung wurde in dieser Analyse mit verschiedenen Programmen und unter Verwendung verschiedener Wirkungsquerschnittsevaluationen berechnet. Diese umfassen das in der GRS in der Vergangenheit entwickelte Programm GRSAKTIV-II /HES 95/ und die Versionen 3.20 und 4.0 des Programms FISPACT. Für die FISPACT-Rechnungen wurden die Bibliotheken TENDL-2015 und ENDF/B-VII.1 (FISPACT-II 3.20) bzw. TENDL-2017 und ENDF/B-VIII.0 (FISPACT-II 4.0) eingesetzt. In der Abbildung sind die jeweils berechneten Nuklidkonzentrationen von sechs verschiedenen radiologisch relevanten Nukliden gezeigt. Die bereits im Vorgängervorhaben beobachteten Unterschiede bleiben bestehen. Insbesondere sind aufgrund fehlender Reaktionskanäle bei GRSAKTIV-II größere Unterschiede in den Konzentrationen von ^{36}Cl zu sehen. Zwischen FISPACT-II 3.20 und FISPACT-II 4.0 sind keine relevanten Unterschiede zu erkennen. Lediglich zwischen den Wirkungsquerschnittsevaluationen TENDL und ENDF/B treten kleinere Abweichungen auf. Weiterhin gilt, dass die einzigartigen Analysemöglichkeiten zu den Nuklidlaufpfaden einen deutlichen Mehrwert gegenüber anderen Tools zur Aktivierungsberechnung darstellen. Hierzu ist ein Beispiel zur Laufpfadanalyse von ^{36}Cl in Abb. 5.9 gezeigt. Der dargestellte Pfad über die Reaktion $(n,p\alpha)$ fehlt in GRSAKTIV-II.

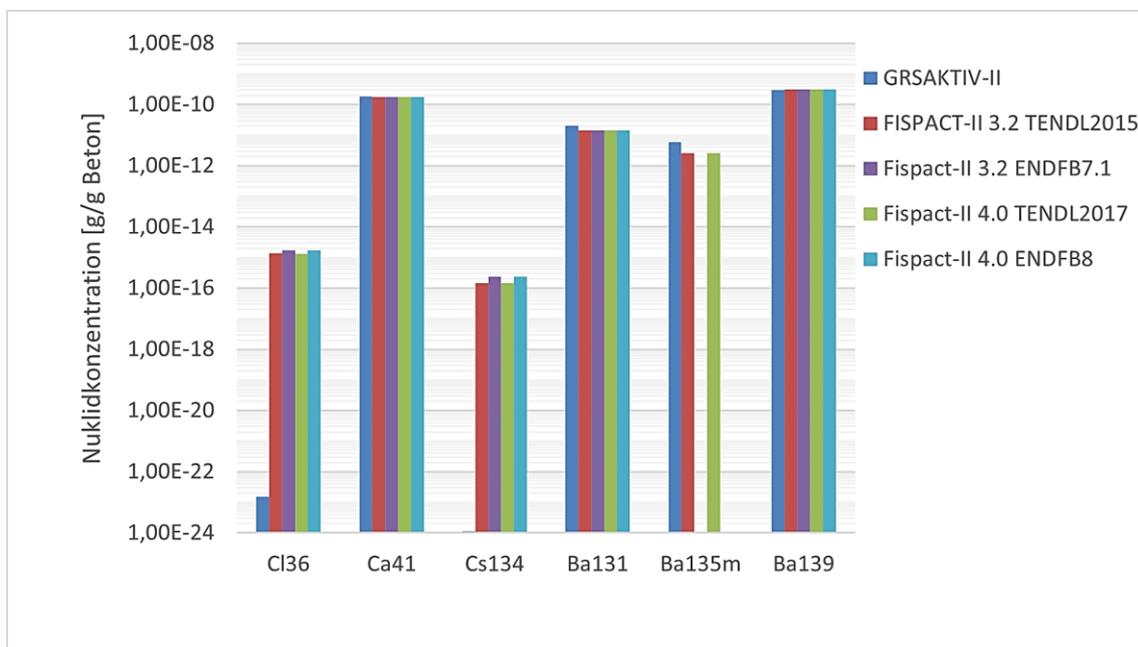


Abb. 5.8 Vergleich der Nuklidkonzentrationen ausgewählter Nuklide einer aktivierten Baryt-Betonprobe zwischen GRSAKTIV und FISPACT

```

Target nuclide Cl 36          99.999% of inventory given by 2 paths
-----
path 1  64.833% K 39 ---(R) --- Cl 36 ---(L) ----
              100.00%(n,a) .....
path 2  35.166% Ca 40 ---(R) --- Cl 36 ---(L) ----
              100.00%(n,pa) .....

```

Abb. 5.9 Aufbaupfade für ^{36}Cl in der Darstellung von FISPACT-II

Das oben erwähnte *pyfact*-Paket ist als Open Source Paket über die Plattform Github installierbar. Es wurde von den FISPACT-Entwicklern mit der Intention zur Verfügung gestellt, die Verarbeitung von Ergebnissen von FISPACT-Rechnungen mithilfe von Python-Skripten zu vereinfachen. Zusätzlich ermöglicht es auch das Ansteuern von FISPACT-Rechnungen aus Python heraus. Hierzu werden entsprechende Funktionen in Python bereitgestellt. Zusätzlich gibt es eine Reihe von Beispiel-Skripten zur graphischen Darstellung von Ergebnisdaten für typische Anwendungsfälle. Das Paket hat sich als ausgesprochen nützliches Werkzeug zur Auswertung der Rechnungen erwiesen. Es stellt eine Möglichkeit dar, auf einfache Art und Weise die Ergebnisse von FISPACT-II Rechnungen mithilfe von Python-basierten Skripten auszuwerten. Dies ermöglicht insbesondere die Integration in die bestehende Umgebung von Python-Werkzeugen und Auswerteskripten innerhalb der GRS.

Als Beispiel sei hier in Abb. 5.10 die graphische Darstellung des Beitrags verschiedener Spaltprodukte zur Nachzerfallsleistung einer bestrahlten Brennstoffprobe zum Entladezeitpunkt gezeigt. Es handelt sich dabei um einen Zeitschritt einer animierten zeitabhängigen Darstellung. Die Abbildung zeigt einen Ausschnitt der Nuklidkarte. Die Beiträge der einzelnen Nuklide zur gesamten Zerfallsleistung sind in Form einer Heat Map dargestellt. Gelbe und rötliche Farbtöne entsprechen einem großen Beitrag, während bläuliche Farbtöne einem geringen Beitrag entsprechen. Zur Erhöhung der Übersichtlichkeit ist nur ein begrenzter Ausschnitt aus der gesamten Nuklidkarte im Bereich der Kernladungszahlen (Z) 30 bis 47 und der Massenzahlen (A) 75 bis 110 gezeigt. Die Gesamtheit, der zur Nachzerfallsleistung beitragenden Nuklide umfasst einen deutlich größeren Bereich der Nuklidkarte und enthält neben Spaltprodukten auch Aktinoide.

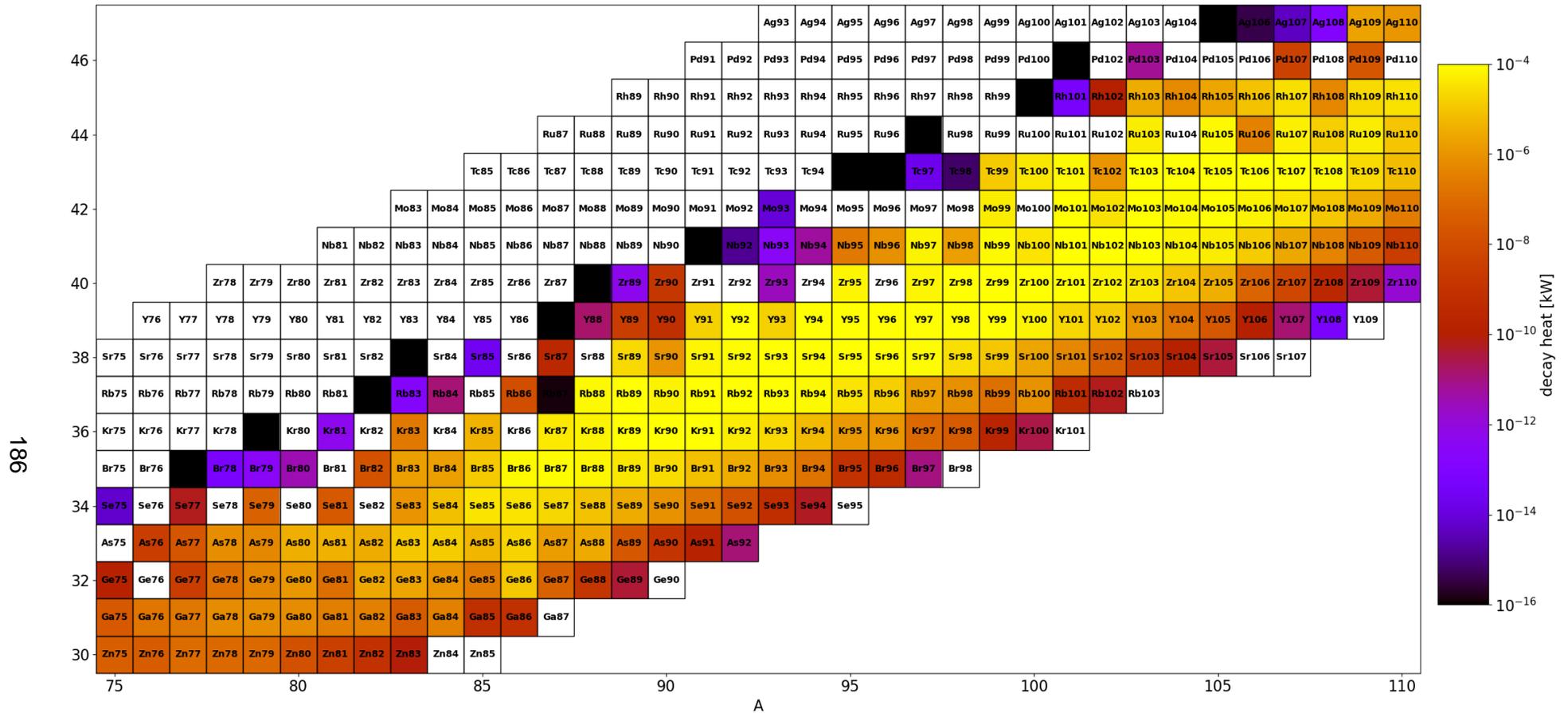


Abb. 5.10 Beitrag verschiedener Spaltprodukte zur Nachzerfallsleistung einer bestrahlten Brennstoffprobe dargestellt in einem Ausschnitt der Nuklidkarte

6 Innovative Kernbrennstoffkonzepte

Dieses Kapitel beschäftigt sich mit den internationalen Entwicklungen auf dem Gebiet der innovativen Kernbrennstoffkonzepte. In Kapitel 6.1 werden die recherchierten Erkenntnisse zu dem Themenfeld „Actinoidenverbrennung, Partionierung und Transmutation: Pyroprocessing“ präsentiert, in Kapitel 6.2 die Erkenntnisse zu Herstellungsverfahren von Accident-Tolerant-Fuel und in Kapitel 6.3 zu den chemotoxischen Gefahren im Brennstoffkreislauf.

6.1 Actinoidenverbrennung, Partionierung und Transmutation: Pyroprocessing

6.1.1 Motivation und Einordnung

Frischer Kernbrennstoff für Leichtwasserreaktoren besteht in der Regel aus einer Urandioxid-Keramik mit einer Anreicherung von bis zu 5 Gew% ^{235}U . Eine weitere Brennstoffart ergibt sich durch die Einbringung von rezykliertem Plutonium in eine Urandioxid Keramik. Der Plutoniumgehalt dieser Mischoxid-Brennstoffe (MOX) liegt in der Regel unter 10 Gew%. Zur Verbesserung der neutronischen und Wärmeleitungseigenschaften können den Brennstoffen unterschiedliche Materialien im einstelligen Prozentbereich zugemischt werden, insbesondere die Elemente Gadolinium, Chrom, Aluminium, Silizium und Beryllium, die jeweils als Oxide dem Brennstoff zugemischt werden /IAEA 12/.

Weiterhin existieren zahlreiche Sonderformen von Kernbrennstoffen für verschiedene Reaktorsysteme wie schnelle Reaktoren, die in den 1950er und 1960er Jahren entwickelt wurden /TAY 15/, /IAEA 08/. Hierbei sind zusätzlich Kernbrennstoffe in metallischer Form mit hoher Anreicherung zu betrachten, die es zu rezyklieren galt. Kernbrennstoffe in schnellen Reaktoren wurden z. B. in den USA als metallische Brennstoffe eingesetzt, was die Notwendigkeit der Verarbeitung metallischer Kernbrennstoffe mit pyrochemischen Methoden aufbringt.

Im Reaktorbetrieb werden v. a. ^{235}U - und ^{239}Pu -Atomkerne gespalten, wodurch mit den Spaltprodukten eine Vielzahl unterschiedlicher Elemente entsteht. Die Entstehungswahrscheinlichkeit der unterschiedlichen Nuklide bei der Kernspaltung kann durch eine Verteilung der Kernmassen mit zwei Maxima abgebildet werden. Zusätzlich zu den Spaltprodukten werden v. a. bei denjenigen Kernbrennstoffen, die ^{238}U enthalten, mit

steigendem Abbrand signifikante Mengen transuraner Actinoide gebildet. Hierbei ist Plutonium aufgrund der spaltbaren Nuklide ^{239}Pu und ^{241}Pu für die Kerntechnik von besonderem Interesse.

Die Rezyklierung von Uran und Plutonium mit nasschemischen Methoden wurde in der Vergangenheit zur industriellen Reife vorangetrieben und wird von verschiedenen Nationen in industriellem Maßstab angewendet (PUREX-Verfahren). Analog zur Nomenklatur des „Pyroprocessings“ kann hier der Name „Hydroprocessing“ verwendet werden /TAY 15/, /BOU 15/. Die verbleibenden minoren Actinoide Neptunium (Np), Americium (Am) und Curium (Cm) stellen nach der Abtrennung von U und Pu bei der Endlagerung nach dem Zerfall der Spaltprodukte den größten Dosisanteil und die größte Wärmeleistung frei, wodurch diese einen direkten Einfluss auf die Endlagerung haben. Die Abtrennung der minoren Actinoide Am und Cm mit Hilfe nasschemischer Verfahren im Anschluss an das PUREX-Verfahren, stellt einen Ansatz zur Reduktion der Wärmelast im Endlager dar und wird von zahlreichen Nationen sowie auch von der EU und den vereinten Nationen verfolgt. Für weitere Informationen sei an dieser Stelle auf den Abschlussbericht des Vorgängervorhabens (Förderkennzeichen 4716E03350) verwiesen.

Die Abtrennung der minoren Actinoide und deren Verbrennung in Reaktoren mit schnellem Neutronenspektrum (Gen-IV Reaktoren) ist eine international angestrebte Methode zur Reduktion des Abfallvolumens. Da zahlreiche Reaktorkonzepte der Gen IV ein schnelles Neutronenspektrum mit Kühlung durch Flüssigmetall oder Salzschnmelzen vorsehen, erlangt die Behandlung von Kernbrennstoffen mit pyrochemischen Verfahren, in dem ähnliche Methoden angewandt werden, erneut Prominenz. Die Rezyklierung von Uran und Plutonium sowie die Abtrennung der minoren Actinoide mit pyrochemischen Verfahren (Pyroprocessing) stellt den Fokus dieses Kapitels dar.

Zusätzlich zu den im Text genannten Projekten gibt es zahlreiche jüngere Projekte, die auf den im Folgenden genannten Methoden basieren. Die Aufarbeitung von Kernbrennstoffen mit pyrotechnischen Methoden ist lange nicht so weit fortgeschritten, wie dies für die hydrometallurgischen Verfahren, insbesondere dem PUREX-Prozess, der Fall ist.

6.1.2 Pyroprocessing

Pyroprocessing beschreibt die Trennung der in bestrahlten Kernbrennstoffen vorhandenen Stoffgruppen mit Methoden, die keine Behandlung der Brennstoffe in wässriger Lösung erfordern. Durch das Pyroprocessing soll, ähnlich wie im PUREX-Prozess, eine Rezyklierung von Uran und Plutonium in den Brennstoffkreislauf ermöglicht werden. In einigen Fällen soll das Pyro-Processing ebenfalls die Rezyklierung der minoren Actinoide in Gen-IV-Reaktorsystemen ermöglichen. Die Umsetzung der Trennprozesse erfolgt in Salzschnmelzen oder durch Gas-Feststoff-Reaktionen, in beiden Fällen unter Zuhilfenahme von Halogeniden und bei hohen Temperaturen. Vorteile dieser Methode sind die Abwesenheit von Wasser als Moderator, die hohe Radiolysestabilität von Salzschnmelzen und die geringe Wärmeempfindlichkeit der Systeme /IAEA 08/. Weiterhin könnten die Anlagen in relativ kleinem Maßstab realisiert werden. Als weitere Vorteile werden eine hohe Spaltstoffbeladung und geringe Abfallmengen angesehen. Insbesondere die Prozesse, die in Salzschnmelzen ablaufen, lassen sich hervorragend in geplante Gen IV Reaktorsysteme implementieren, wodurch eine Wiederaufarbeitung am Reaktorstandort selbst ermöglicht werden könnte. Als ein Nachteil dieser Technologie ist jedoch noch die limitierte Erfahrung, die es bisher mit solchen Systemen in der industriellen Anwendung gibt. Somit ist die Datenbasis zu Korrosionsverhalten und Materialverhalten, auf die sich zur sicherheitstechnischen Auslegung einer Anlage zurückgreifen lässt, deutlich geringer als z. B. für nasschemische Verfahren.

Zu den grundlegenden Methoden pyrochemischer Wiederaufarbeitungsprozesse gehören:

- Elektrolyse
- Kristallisation
- Redox-Reaktionen
- Flüssig-Flüssig-Extraktion
- Destillation
- Sorptionsprozesse

Die Entwicklung pyrotechnischer Wiederaufarbeitungsprozesse begann in den 1950er Jahren in den USA und in Russland /IAEA 08/, /TAY 15/. Generell lassen sich die meisten seitdem entwickelten Prozesse in drei Kategorien einteilen.

- **Gas-Prozesse** setzen die Umsetzung und Trennung der Elementgruppen durch reaktive Gase bei hohen Temperaturen um. Vergleichbare Prozesse sind aus der Konversion von Uranverbindungen im „front end“ in Form der Trockenkonversion bekannt.
- **Electrowinning-Prozesse** nutzen die Eigenschaft von Uran und Plutonium, Uranyl- und Plutonyl-Ionen (UO_2^{2+} ; PuO_2^{2+}) zu bilden, die sich bei geschickter Wahl der Prozessparameter wie Metalle verhalten. Als Ausgangsstoff für Prozesse nach dem Electrowinning-Prinzip können oxidische Kernbrennstoffe direkt verarbeitet werden.
- **Electrorefining-Prozesse** sind aus der Herstellung hochreiner Metalle, wie z. B. Kupfer, aus dem konventionellen Bereich bekannt, wo sie jedoch hauptsächlich in wässriger Lösung durchgeführt werden. Die Electrorefining-Prozesse in der Rezyklierung von Kernbrennstoffen finden dagegen in Salzschnmelzen statt, was bei dem Prinzip der Schmelzflusselektrolyse zur Darstellung von Aluminium oder der Alkalimetalle industriell Anwendung findet. Zur Anwendung von Electrorefining-Prozessen muss der Brennstoff in metallischer Form vorliegen.

Einzigste Ausnahme bildet hier der französische Flüssig-Flüssig-Extraktionsprozess, ein Pyroprozess, der auf der flüssig-flüssig-Extraktion in geschmolzenen Salzen/Metallen basiert und sich vom grundlegenden Prozesscharakter stark von den anderen Prozessen unterscheidet. Zudem ist es der einzige Pyroprozess mit diesem Prinzip, für die anderen Trennprinzipien gibt es jeweils mehrere Prozessanwendungen.

Eine wichtige Salzschnmelze, die sowohl für die Aufarbeitung in der Schmelze als auch für manche Konzepte von Flüssigsalzreaktoren (*molten salt reactors*, MSR) der Gen IV geplant ist, ist Lithiumchlorid-Kaliumchlorid-Eutektikum (LKE). Hierbei handelt es sich um ein eutektisches Gemisch aus 59 mol-% Lithiumchlorid und 41 mol-% Kaliumchlorid mit einem Schmelzpunkt von 353 °C /ZHO 17/. Als eutektisches Gemisch bezeichnet man die Zusammensetzung eines binären Systems mit dem tiefsten Schmelzpunkt. Eine wichtige Salzschnmelze, die sowohl für die Aufarbeitung in der Schmelze als auch für manche Konzepte von MSR der Gen-IV geplant ist, ist Lithiumchlorid-Kaliumchlorid-Eutektikum (LKE). Hierbei handelt es sich um eine eutektisches Gemisch aus 59 mol-%

Lithiumchlorid und 41 mol-% Kaliumchlorid mit einem Schmelzpunkt von 353 °C /ZHO 17/.

Die Strategien zur Aufarbeitung von Kernbrennstoffen mittels Pyroprocessing ähneln denen des Hydroprocessing /WAR 11/. So gibt es unterschiedliche Elementgruppen im Kernbrennstoff, die in unterschiedlichen Prozessen abgetrennt werden können. Entsprechend der PUREX-Strategie existieren Prozesse zur Abtrennung von Uran und Plutonium von den Spaltprodukten und minoren Actinoiden. Weiterhin existieren Prozessansätze zur Gruppenzyklisierung von Actinoiden (entsprechend dem GANEX Hydroprozess /SOM 19/). Verschiedene Forschungseinrichtungen haben hierbei teilweise eigene Prozesse entwickelt, die in diesem Kapitel in detaillierter Weise dargestellt werden. Im Vergleich mit dem Hydroprocessing liegen beim Pyroprocessing einige chemische Unterschiede vor, die zum besseren Verständnis der beschriebenen Prozesse zuvor erläutert werden /TAY 15/.

Stoffgruppen in der pyrochemischen Wiederaufarbeitung:

- **Majore Actinoide und Neptunium:** Uran, Plutonium und Neptunium zeichnen sich durch zahlreiche stabile Oxidationsstufen aus. Eine Besonderheit ist hierbei die Eigenschaft Aktinyl-Ionen (AnO_2^{2+}) zu bilden, die sich unter bestimmten Bedingungen elektrochemisch wie Metalle verhalten.
- **Minore Actinoide:** Americium und Curium besitzen in wässriger Lösung und in Alkalichlorid-Schmelzen die Oxidationsstufe (+III), was sie chemisch deutlich von den majoren Actinoiden und Neptunium unterscheidet.
- **Volatile Spaltprodukte:** Hierzu zählen insbesondere die Edelgase Krypton und Xenon sowie Jod. Unter den erhöhten Temperaturen des Pyroprocessings lässt sich die Gruppe der volatilen Spaltprodukte jedoch deutlich erweitern, sodass auch Caesium, Rubidium und unter oxidierenden Bedingungen auch Ruthenium und Technetium in diese Kategorie zählen.
- **Metallische Spaltprodukte:** Hierzu zählen alle Spaltprodukte, die als Element einen metallischen Charakter besitzen. Diese sind grundlegend dazu in der Lage, Legierungen mit anderen Metallen einzugehen und Salze zu bilden. Bei den metallischen Spaltprodukten existieren Überschneidungen mit anderen Elementgruppen in Form von z. B. Ruthenium und Caesium oder der gesamten Gruppe der Edelmetall-Spaltprodukte. Weiterhin sind auch die minoren und majoren Actinoiden Metalle. Hierbei wird deren Verhalten im Prozess individuell bestimmt.

- **Edelmetall-Spaltprodukte:** Hierbei handelt es sich um eine Gruppe von Spaltprodukten, die aufgrund ihrer chemischen Reaktionsträgheit überwiegend in metallischer Form vorliegen. Diese Eigenschaft ermöglicht die Abtrennung dieser Stoffgruppe als Metall, während andere Stoffgruppen in Salzform gelöst werden. Edelmetall-Spaltprodukte existieren bei LWR-Kernbrennstoffen häufig schon in der Brennstoffkeramik als gediegene metallische Inseln. Die darin vorkommenden Elemente sind Molybdän (kein Edelmetall im klassischen Sinne, es verhält sich aber im Kernbrennstoff wie eines), Ruthenium, Technetium (halbedel), Rhenium und Palladium. Auch in dieser Gruppe gibt es Überschneidungen mit den anderen Gruppen, die von den individuellen Prozessbedingungen abhängig sind.

6.1.3 Nationale Programme

6.1.3.1 Frankreich

In Frankreich wurde ein auf Flüssig-Flüssig-Extraktion basierender Prozess zur Behandlung bestrahlter oxidischer Kernbrennstoffe entwickelt und ähnelt in seiner Strategie dem GANEX-Prozess (*Group Actinoide Extraction*) /TAY 16/, /WAR 11/. Im Gegensatz zu dem in Frankreich industriell angewandten PUREX-Prozess, der ebenfalls auf dem Prinzip der Flüssig-Flüssig-Extraktion basiert, findet die Extraktion im hier beschriebenen Fluorid-Prozess in zwei Extraktionszyklen mittels flüssiger Salzschnmelzen und flüssiger Metallschnmelzen statt. Der zerkleinerte oxidische Brennstoff wird hierzu auf 1.100 °C erhitzt, wobei große Mengen Iod, Caesium und Rubidium in die Gasphase übergehen und so aus dem Brennstoff entfernt werden können.

Im Anschluss findet bei 450–500 °C eine Hydrofluorierung statt, bei der das aus den Hüllrohren und Strukturteilen stammende Zirkonium als gasförmiges Zirkoniumtetrafluorid (ZrF_4) entfernt wird. Der hierdurch vorgereinigte Brennstoff wird bei 830 °C in eine Mischung aus Lithiumfluorid (LiF) und Aluminiumfluorid (AlF_3) gegeben, aus der die unterschiedlichen Elementgruppen mittels selektiver Extraktion entfernt werden. Die Edelmetall-Spaltprodukte werden mit Hilfe von flüssigem Zink extrahiert und im Anschluss destillativ aus der flüssigen Zink-Phase entfernt. Die Actinoiden und Spaltprodukte verbleiben bei diesem Schritt im flüssigen Salz. Im Anschluss erfolgt die Separation der Actinoiden aus der Salzschnmelze durch Extraktion in flüssiges Aluminium bei 350 °C. Dabei verbleiben die Spaltprodukte wiederum in der Salzschnmelze und werden in einem weiteren Schritt destillativ entfernt. Das Aluminium wird zur Entfernung verbleibender

Spaltprodukte mit einer frischen LiF/AlF_3 Salzschnmelze kontaktiert und die Actinoide im Anschluss durch Extraktion in eine Salzschnmelze aus Lithiumchlorid (LiCl) und Calciumchlorid im Verhältnis $\text{LiCl}/\text{CaCl}_2 = 30/70$ mol-% aus dem Aluminium entfernt.

Die Konversion der Actinoide zu den Oxiden (AnO_2) geschieht durch Ausfällen aus der Salzschnmelze. Die Immobilisierung der abgetrennten Spaltprodukte geschieht einerseits als metallischer Abfall für die edelmetallischen Spaltprodukte, andererseits durch Vitrifikation von Rubidium und Caesium und der Fluorid-Salze der verbleibenden Spaltprodukte in einer Glasmatrix. Abb. 6.1 zeigt schematisch den Prozessablauf mit den Beiden Flüssigsalz-Extraktionsschritten.

Weiterer Forschungs- und Entwicklungsbedarf besteht bei dem hier beschriebenen Prozess insbesondere bei der Rückextraktion von Uran in das $\text{LiCl}-\text{CaCl}_2$ Salz, die im Gegensatz zu Pu und Am nicht quantitativ abläuft, und in der Salzaufbereitung und der Abfallbehandlung. Der Prozess wurde im Labor-Maßstab demonstriert und zielt auf die Herstellung von Kernbrennstoffen mit minoren Actinoiden zur Verwendung in fortschrittlichen Reaktoren ab /TAY 15/, /NEA 04/, /IAEA 08/.

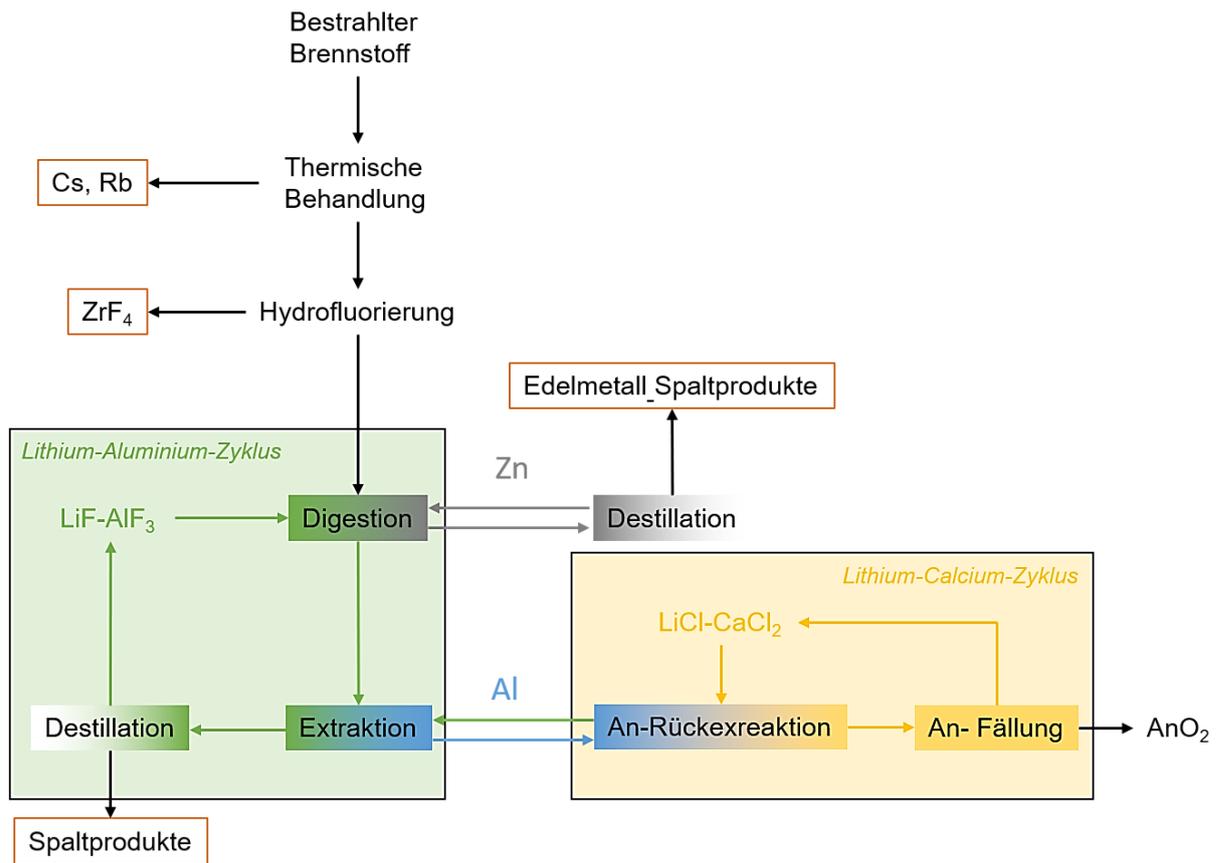


Abb. 6.1 Schematische Darstellung des französischen Fluorid-Flüssig-Flüssig-Extraktionsprozesses mit den beiden Flüssigsalz-Extraktionszyklen

Die hochradioaktiven Prozessabfälle werden mit rotbraunem Rahmen dargestellt /TAY 15/.

6.1.3.2 USA

In den USA gibt es mehrere Ansätze zur pyrochemischen Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen. Da in den USA keine zivile Aufarbeitung von Kernbrennstoffen aus dem Betrieb von Leistungsreaktoren betrieben wird, entspringen die Prozesse der Forschung und Entwicklung von Forschungsreaktoren mit schnellem Spektrum, sowie der militärischen Forschung. Ausgangsmaterial für beide in den USA entwickelte Prozesse ist aus den genannten Gründen metallischer Brennstoff /TAY 15/.

Fluoride Volatility Process

Der *Fluoride Volatility Process* wurde bereits in den 1950ern in den USA beschrieben /TAY 15/. Er hatte zum Ziel, die metallischen Brennstoffe, insbesondere das hochangereicherte Uran, der damaligen *Fast Reactor* Projekte zurückzugewinnen. Aufgrund der hohen Anreicherung der Brennstoffe und dem damit verbundenen geringen Anteil an ^{238}U ist die Entstehung transuraner Actinoide (Np, Pu, Am, Cm) vernachlässigbar, wodurch der Prozess hauptsächlich auf die Rückgewinnung des Urans ausgelegt ist.

Zu Beginn des Prozesses werden die metallischen Brennstoffe, oder eine Brennstoff-Legierung, in eine Schmelzen-Mischung aus Natriumfluorid (NaF) und Zirkoniumfluorid (ZrF_4) mit je 50 mol-% der Komponenten bei $510\text{ }^\circ\text{C}$ gegeben. Dem System wird dann Fluorwasserstoff zugeführt, um die Brennstoffkomponenten zu Fluoriden umzusetzen (UF_4). Im Anschluss erfolgt eine weitere Fluorierung mit elementarem Fluor, was das Uran zu leichtflüchtigem Uranhexafluorid (UF_6) umwandelt. Ein Großteil der Spaltprodukte bleibt hierbei in der Salzschmelze zurück.

Das entstehende Abgas wird über temperierte ($100\text{ }^\circ\text{C}$) Natriumfluorid (NaF)-Tiefbettfilter geleitet, wobei Uran als UF_6 an den Filtern adsorbiert. Mitgeschleiftes Ruthenium passiert den Tiefbettfilter und gelangt über eine Kühlfalle in die Abfallbehandlung. Der beladene Filter wird im Anschluss bei steigender Temperatur von $100\text{ }^\circ\text{C}$ auf $400\text{ }^\circ\text{C}$ einem Desorptionszyklus unterzogen, wodurch sich UF_6 aus dem Filter löst und in einen weiteren NaF-Tiefbettfilter gelangt. Hier wird das UF_6 nochmals adsorbiert, um letzte Verunreinigungen zu entfernen. Im Desorptionszyklus wird das freiwerdende UF_6 in einer Kühlfalle kondensiert und kann rezykliert werden /CAI 65/.

Der Prozess existiert in zahlreichen Varianten, wobei die Hauptkomponenten und die grundlegende Prozessführung weitgehend identisch sind. Bei Verwendung niedrig angereicherter Urans werden dem Prozess größere Mengen transuraner Elemente zugeführt, die teilweise ein ähnliches Verhalten wie Uran aufweisen. Ebenfalls führen höhere Abbrände der zu verarbeitenden Brennstoffe zu höheren Spaltproduktkonzentrationen, von denen einige ebenfalls leichtflüchtige Fluoride bilden /SZU 66/. Mit dem Ende des *Clinch River Reactor Projects* wurde die Entwicklung des Fluoride Volatility Processes in den USA 1984 aufgegeben /IAEA 08/, /TAY 15/. Der Ansatz wird derzeit von der Tschechischen Republik als moderner Ansatz zur Rezyklierung von Uran, Plutonium und Neptunium weiterverfolgt /SKA 20/.

Electrorefining-Process

Neben dem *Fluoride Volatility Process* wurde in den USA an einem *Electrorefining*-Prozess gearbeitet, der es ermöglicht, metallische Brennstoffe aus schnellen Reaktorsystemen zu verarbeiten. Durch eine entsprechende reduktive Vorbehandlung steht der Prozess auch für oxidische Kernbrennstoffe zur Verfügung /TAY 15/, /IAEA 08/.

Metallische Kernbrennstoffe werden in einem als Anode fungierenden Metallkorb in Lithiumchlorid (LiCl) getaucht, und Uran elektrolytisch an einer Stahl-Kathode abgetrennt. Transurane Elemente und die meisten Spaltprodukte lösen sich in der Salzschnmelze. Die Edelmetall-Spaltprodukte bilden einen metallischen Anodenschlamm. Im Anschluss werden die transuranen Elemente durch *Electrorefining* gegen eine flüssige Cadmium-Elektrode abgetrennt und lösen sich in der Cadmium-Metallschnmelze. Die Transurane lassen sich im Anschluss aus dem Cadmium entfernen. Die in der Salzschnmelze verbleibenden Spaltprodukte sowie der metallische Anodenschlamm werden in separaten Prozessen verarbeitet /TAY 15/, /IAEA 08/.

Oxidische Kernbrennstoffe müssen vor dem *Electrorefining* in ihre metallische Form überführt, d. h. reduziert werden. Dazu wurde in den USA ein elektrochemischer Prozess entwickelt, bei dem der zerkleinerte Brennstoff in einer Schnmelze aus Lithiumchlorid (LiCl) mit 1 % Lithiumoxid (LiO₂) bei 650 °C kathodisch reduziert und als Metall abgetrennt wird. Der Prozess ermöglicht neben der Bereitstellung der benötigten metallischen Brennstoffform eine effektive Vorreinigung des Brennstoffs. Der Prozess wird unter dem Namen *Direct Electrochemical Reduction* (DER) in ähnlicher Form auch in anderen Nationen angewandt /TAY 15/, /IAEA 08/. Am Idaho National Laboratory (INL) wurden zwei aufeinander aufbauende *Electrorefining*-Anlagen entwickelt, die mit LKE

arbeiten. Die Anlagen besitzen jeweils einen Innendurchmesser von 1 m bei einer Höhe von einem Meter und enthalten die oben beschriebenen Stahl-Anodenkörbe und Stahl-Kathoden zur Entfernung des Urans. Die erste Generation dieser Anlagen arbeitete mit flüssigem Cadmium als weiterer Elektrode zur Entfernung der Actinoide. Durch den hohen Dampfdruck des Cadmiums gab es jedoch eine Kontamination der Cadmium-freien Teile der Anlage, was zu Kurzschlüssen geführt hat. Die Weiterentwicklung dieser Anlage arbeitet daher ohne flüssiges Cadmium, wobei die Transurane im Rahmen der Flüssigsalz-Reinigung entfernt werden. Bei einem Anlagentest mit der frühen Version mit Cadmium-Pool wurden 50 kg Schwermetall-Äquivalent verarbeitet, wobei 99,3 % des Urans an der Kathode abgeschieden wurden /TAY 15/.

6.1.3.3 Russland

Eines der heute am weitesten fortgeschrittenen Projekte zur pyrochemischen Aufarbeitung von Kernbrennstoffen ist das russische DOVITA-Projekt, welches im russischen Dimitrowgrad entwickelt wird. Der Prozess gehört zu den *Electrowinning*-Prozessen und nutzt die Eigenschaften der Actinoide (U, Np und Pu), sich in der Oxidationsstufe AnO_2^{2+} (Actinyl-Ion) unter bestimmten Bedingungen wie ein Metall zu verhalten. Zu Beginn werden die oxidischen Brennstoffe zerkleinert und in eine Kaliumchlorid-Natriumchlorid-Schmelze gegeben, die sich in einem Kohlenstoffiegel befindet. Hier werden die Oxide durch Zugabe von Chlorgas in die jeweiligen Chloride umgewandelt. Aus der so behandelten Schmelze lassen sich durch Elektrolyse wahlweise MOX oder UO_2 (Uranoxid) Brennstoffe direkt gewinnen. Zur Abscheidung von MOX werden Chlorgas, Sauerstoff und Stickstoff in die Schmelze geleitet, was Plutonium in der Oxidationsstufe Pu(VI) stabilisiert. Damit scheidet sich frei bewegliches PuO_2^{2+} gemeinsam mit UO_2^{2+} an der Graphitelektrode als $(U,Pu)O_2$ ab. Zur Abscheidung von UO_2 Brennstoffen wird Argon durch die Lösung geleitet, wodurch sich das Oxidationspotential ändert und Pu als Pu(IV) immobilisiert wird. Im Anschluss wird Uran als Urandioxid analog zur Abscheidung von MOX an der Graphitkathode abgeschieden.

Nach der Entnahme des Urans zusammen mit der Elektrode wird Chlor, Sauerstoff und Stickstoff durch die Lösung geleitet, was zur vollständigen Lösung des Plutoniums führt. Dies lässt sich im Anschluss durch Änderung der Temperatur und des Oxidationspotentials auskristallisieren. Die bei beiden Prozessvarianten im Salz verbleibenden Spaltprodukte werden im Anschluss durch Zugabe von Natriumphosphat (Na_3PO_4) ausgefällt /IAEA 12/, /TAY 15/, /IAEA 08/, /NEA 04/. Abb. 6.2 zeigt eine schematische Übersicht über den DOVITA-Prozess.

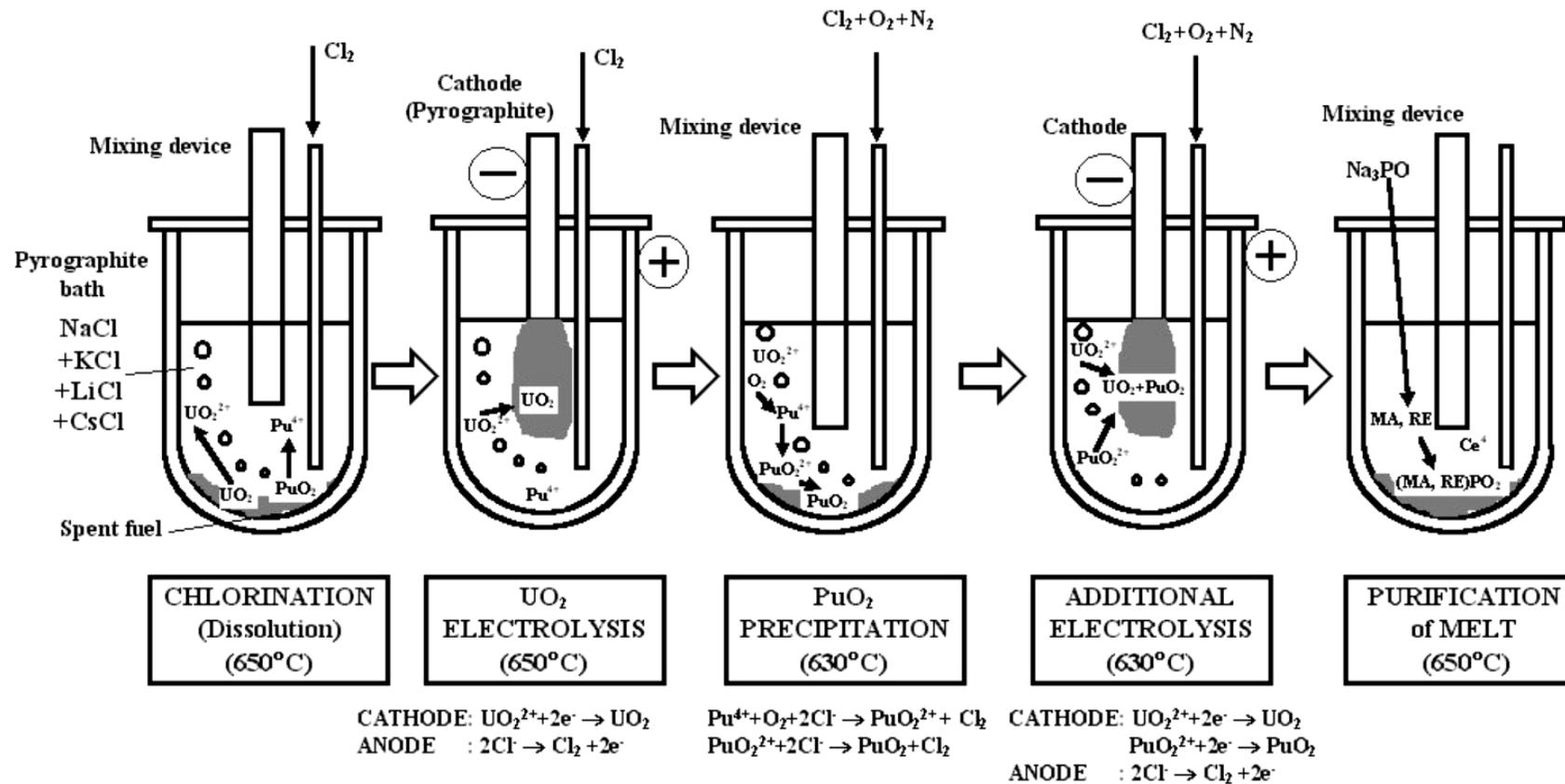


Abb. 6.2 Schematische Darstellung des russischen DOVITA-Prozesses

Dargestellt ist sowohl die Abtrennung von UO₂ als auch MOX-Brennstoffe nach /MAY 04/.

Der Prozess wurde in Dimitrowgrad mit 7 000 kg frischem Brennstoff und im Anschluss mit 40 kg oxidischer Brennstoffe aus schnellen Reaktorsystemen demonstriert /BYC 08/.

6.1.3.4 Tschechische Republik

In der Tschechischen Republik wurde, der in den 1960er bis 1980er Jahren in den USA zur Rezyklierung von Uran entwickelte *Fluoride Volatility Prozess* erneut aufgegriffen. Der Fokus der Weiterentwicklung liegt hierbei nicht mehr auf der Verarbeitung von schnellem Brüterbrennstoff, sondern richtet sich primär auf Brennstoffe für zukünftige Gen IV Reaktorsysteme.

Der pulverisierte Kernbrennstoff wird in einen Wirbelschichtofen mit elementarem Fluor umgesetzt /UHL 08/. Die Reaktion startet bei ca. 250 °C und erreicht aufgrund des exothermen Verhaltens bis zu 1500 °C. Hierbei werden leichtflüchtige Fluoride der Actinoide (UF_6 , NpF_6 , PuF_6) gasförmig aus dem Reaktor ausgetragen. Die meisten Spaltprodukte und Fluoride der minoren Actinoide verbleiben im Reaktor und werden als Asche entfernt. PuF_6 lässt sich aufgrund seiner thermischen Instabilität bei geringen Fluorkonzentrationen als PuF_4 entfernen. Neptunium und Uran durchlaufen einen mit dem originalen Prozess vergleichbaren Sorptions-Desorptions-Zyklus an NaF bei 100 °C, bzw. 100 – 400 °C zur Desorption. Als Trägergas dient Stickstoff.

Im Anschluss werden UF_6 und NpF_6 kondensiert und destillativ von den mitgeschleiften Spaltprodukten (MoF_6 , TcF_6 , IF_5 und SbF_5) getrennt. In einer Pilot-Anlage wurde das Konzept mit einem Durchsatz von bis zu 3 kg Brennstoff pro Stunde demonstriert. Abb. 6.3 zeigt eine schematische Übersicht über den tschechischen *Fluoride Volatility Prozess* /SKA 20/.

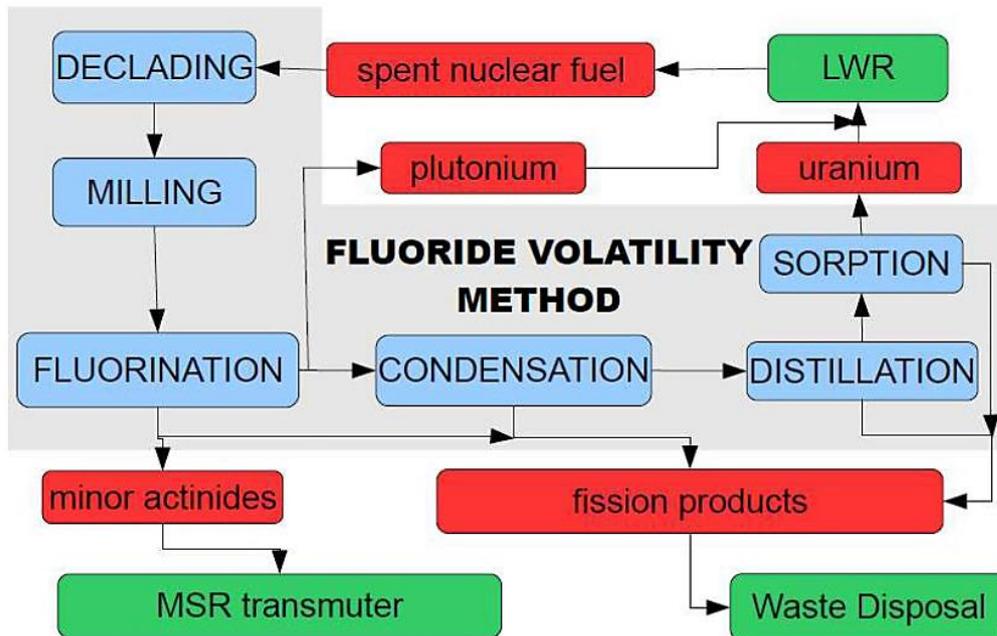


Abb. 6.3 Übersicht über den in der Tschechischen Republik entwickelten *Fluoride Volatility Prozess* nach /SKA 20/

6.1.3.5 Südkorea

Südkorea verfolgt zwei verschiedene Ansätze zur pyrochemischen Behandlung von Kernbrennstoffen. Einerseits werden bestrahlte LWR-Brennstoffe mit dem DUPIC-Prozess für den Einsatz in CANDU-Reaktoren vorbereitet, andererseits wird ein *Electrorefining*-Prozess in LKE (s. o.) zur Trennung der Actinoide von den Spaltprodukten verwendet.

DUPIC-Prozess

Der DUPIC-Prozess (*Direct use of Pressurized Water Reactor Fuels in CANDU*) ermöglicht die Verwendung von bestrahlten Kernbrennstoffen aus LWR-Reaktoren in CANDU-Reaktoren, womit eine bessere Ausnutzung der Brennstoffe ermöglicht werden soll. CANDU-Reaktoren benötigen zum Betrieb kein angereichertes Uran, sondern können mit natürlichem Uran (ca. 0,7 Gew% ^{235}U), niedrig angereichertem Uran bis ca. 1,2%, oder wiederaufbereitetem Uran betrieben werden. DUPIC zielt auf die Verwendung von Brennstoff aus abgebrannten Brennelementen mit einem Restgehalt von jeweils etwa 0,5 – 1,5 Gew% ^{235}U , also der Restanreicherung typischer bestrahlter LWR-Brennstoffe. Im DUPIC-Prozess werden die Hüllrohre bestrahlter LWR-Brennstoffe punktiert und das

enthaltene Uran zu U_3O_8 oxidiert, was mit einer Pulverisierung des Brennstoffes und des Hüllrohrmaterials einhergeht. Flüchtige Spaltprodukte werden über die Gasphase entfernt. Das entstandene Pulver wird gepresst und gesintert und ohne weitere Separation als CANDU-Brennstoff eingesetzt. Der Nachteil der Methode ist, dass die gesamte Brennstoffproduktion des CANDU-Brennstoffes in abgeschirmten heißen Zellen durchgeführt werden muss /TAY 15/, /IAEA 12/.

LKE-Electrorefining

Das in Korea entwickelte LKE-*Electrorefining*-Verfahren folgt im Allgemeinen dem US-*Electrorefining*-Konzept und beinhaltet die Schritte: De-cladding, Oxid-Reduktion, *Electrorefining*, Kathoden-Verarbeitung, Salz-Reinigung und Abfallbehandlung. Hierbei wurde im koreanischen Ansatz jedoch ein Reinigungsschritt zur Behandlung der zukünftigen Anode zwischen Reduktion und *Electrorefining* entwickelt, wodurch das Kathodenmaterial in besonders reinem Zustand in den Refining-Prozess eingebracht wird. Der Refining-Prozess verläuft dann in LKE unter Abscheidung des Urans an einer festen Graphit-Elektrode.

Transurane Elemente lösen sich in LKE. Zur Rückgewinnung der transuranen Elemente wird das flüssige LKE in einen zweiten *Electrorefiner* überführt, wo die Separation der Actinoide an einer flüssigmetall-Kathode in Form eines *Electrowinning*-Prozesses durchgeführt wird. Die Trennung der beiden Prozesse verhindert die Verteilung des Cadmiums im Uran-*Electrorefiner*, welche im US-Design für Probleme gesorgt hatte. Der Prozess wird in Korea im Technikums-Maßstab weiterentwickelt. Abb. 6.4 zeigt schematisch die Behandlung bestrahlter Kernbrennstoffe mit dem LKE-*Electrorefining*-Prozess in Korea /TAY 15/, /LEE 11/.

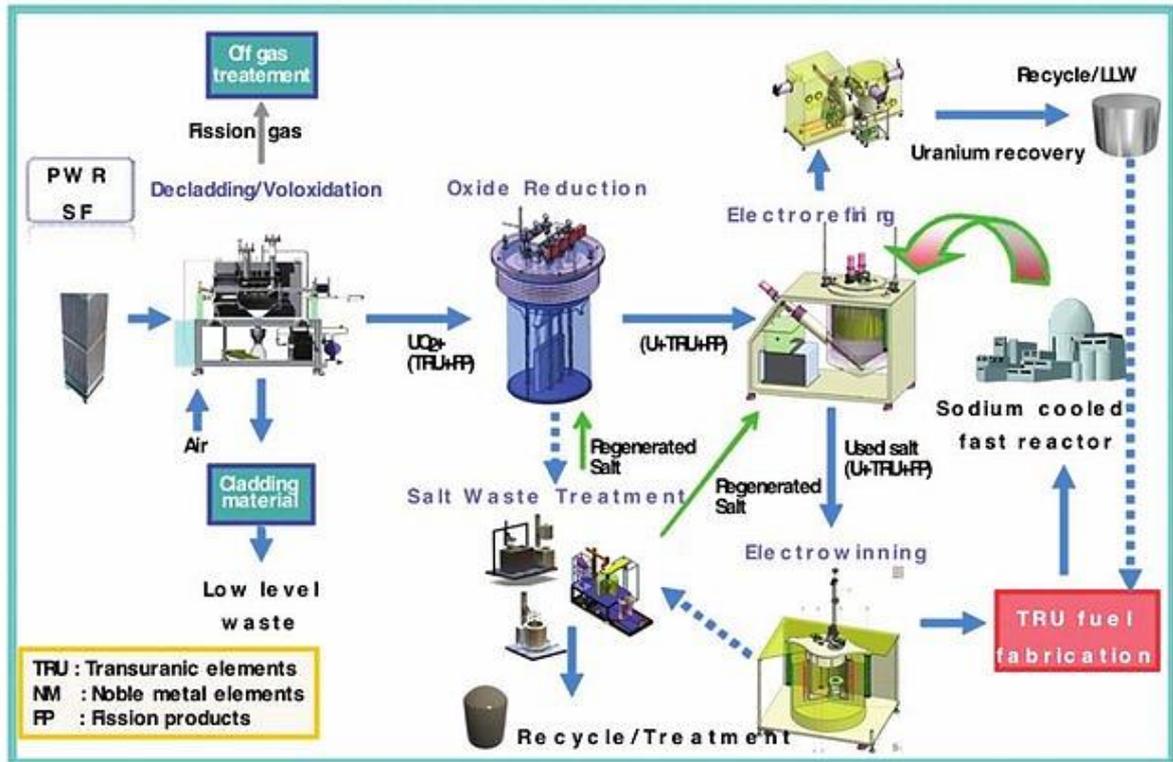


Abb. 6.4 Schematische Darstellung der Behandlung bestrahlter Kernbrennstoffe mit dem LKE-*Electrorefining*-Prozess in Korea nach /LEE 11/

6.1.3.6 Japan

In Japan ist derzeit die Anwendung pyrochemischer Verfahren an zwei Stellen in ihrem künftigen Kernbrennstoffzyklus geplant. Einerseits sollen pyrochemische Verfahren zur Aufarbeitung metallischer Brennstoffe schneller Reaktoren angewendet werden, andererseits sollen pyrochemische Verfahren zur Entfernung minorer Actinoide aus hochradioaktiven Flüssigabfällen (*high level liquid waste*, HLLW) aus der Wiederaufarbeitung eingesetzt werden /TAY 15/.

Zur Aufarbeitung von metallischen Kernbrennstoffen aus schnellen Reaktoren soll ein *Electrorefining*-Prozess in LKE angewendet werden. Hierzu wurde eine Pilotanlage mit einer Kapazität von 1 Mg Schwermetall pro Jahr entwickelt. Als Kathode kommt flüssiges Cadmium zum Einsatz. Um auch oxidische Brennstoffe in der Anlage verarbeiten zu können, befinden sich in Japan ebenfalls die direkte elektrochemische Reduktion (DER) und die Lithium-basierte Reduktion in Entwicklung. Japan legt großen Wert auf die ingenieurstechnische Entwicklung der Prozesse, so wurden bereits Fördersysteme zur

Förderung von Flüssigsalz sowie flüssigem Cadmium entwickelt, die in einem kontinuierlichen *Electrorefining*-Prozess Anwendung finden sollen /TAY 15/.

Zur Bearbeitung von HLLW mit pyrochemischen Prozessen werden die enthaltenen Spaltprodukt- und minoren Actinoid-Nitrate durch Kalzinieren in ihre Oxide überführt, chloriert und im Anschluss einer Salzschnmelze zugeführt. Die Salzschnmelze steht in Kontakt zu einer Wismut- oder Cadmiumschnmelze, die elementares Lithium enthält. Bei Kontakt zu dieser Schnmelze werden die Actinoide reduziert und gehen in die Metallphase über. Mit dem System lassen sich > 99 % Np, Pu und Am aus den HLLW abtrennen /TAY 15/.

6.1.3.7 Indien

In Indien gibt es einen dreistufigen Plan für die gegenwärtige und zukünftige Nutzung der Kernenergie. Dieser sieht die Nutzung von thermischen Reaktoren als ersten, aktuellen Schritt vor. In der zweiten Stufe sollen schnelle Reaktoren verwendet werden, die hohe Abbrände bis 200 GWd/Mg erzielen sollen. Im finalen Schritt soll ein Thorium-Brennstoffkreislauf implementiert werden.

Die Kernbrennstoffe der schnellen Reaktoren sollen in metallischer Form ausgeführt werden. Um die Menge an Kernbrennstoff außerhalb des Reaktors zu verringern, sollen die Brennstoffe bereits nach kurzer Abklingzeit (ca. 1 Jahr) verarbeitet werden. Hierzu eignen sich pyrochemische Verfahren, die in Form des *Electrorefining* in Indien entwickelt werden: Ein LKE-basierter *Electrorefining*-Prozess wird im technischen Maßstab am *Indira Gandhi Center for Atomic Research* (IGCAR) entwickelt. Dieser beruht, ähnlich dem entsprechenden amerikanischen Prozess, auf der Rezyklierung von Uran in LiCl oder LKE Salzschnmelzen. Metallische Brennstoffe werden in flüssigem Salz in einer Korb-Anode aus Edelstahl umgesetzt und das Uran unter Verwendung von Edelstahl-Kathoden zurückgewonnen. Im Anschluss wird das Salz destillativ gereinigt. Dabei werden verschiedene Untersuchungen zur elektrochemischen Prozessüberwachung mittels Referenzelektroden durchgeführt. Weiterhin existieren Projekte zur direkten elektrochemischen Reduktion (DER) oxidischer Kernbrennstoffe in LiCl mit 2-3 % LiO₂ unter Verwendung von Platinelektroden, um auch diese für das *Electrorefining* verfügbar zu machen. Zudem gibt es Versuche mit Cadmium-Kathoden zur Abtrennung des Urans. Untersuchungen zum *Electrorefining* in LKE sind auf die spätere Verwendung von Flüssigsalz-Reaktoren ausgerichtet.

6.1.4 Internationale Projekte

6.1.4.1 Europa

Im Rahmen der europäischen Förderprogramme zur Forschung und Entwicklung der Kernspaltung wurden Projekte zur Rezyklierung von Kernbrennstoffen mit zahlreichen europäischen Partnern durchgeführt. Die Förderprogramme dienen dabei zur Koordination der zuvor identifizierten Wissenslücken in den jeweiligen Arbeitsfeldern. In den Projekten ACSEPT und SACSESS des 7. Rahmenforschungsprogramms der Europäischen Kommission (FP7) /EUR 07/, wurden zwei Ansätze zur pyrochemischen Verarbeitung von Kernbrennstoffen aufgegriffen und weiterentwickelt. Bei den Ansätzen handelt es sich um einen *Electrorefining*-Prozess, sowie einem Extraktionsprozess, wie sie dem amerikanischen *Electrorefining*-Prozess und dem französischen Flüssig-Flüssig-Extraktionsprozess ähnlich sind. Im ACSEPT-Projekt lag der Fokus hierbei insbesondere auf der Brennstoff-Auflösung in Fluorid-Salzen, auf dem Trennprozess selbst sowie auf der Salzreinigung. Im Nachfolgeprozess SACSESS lag der Fokus hingegen auf der Prozessführung und Prozessüberwachung. Abb. 6.5 zeigt eine schematische Darstellung der beiden Prozessansätze aus den ACSEPT- und SACSESS-Projekten /BOU 15/.

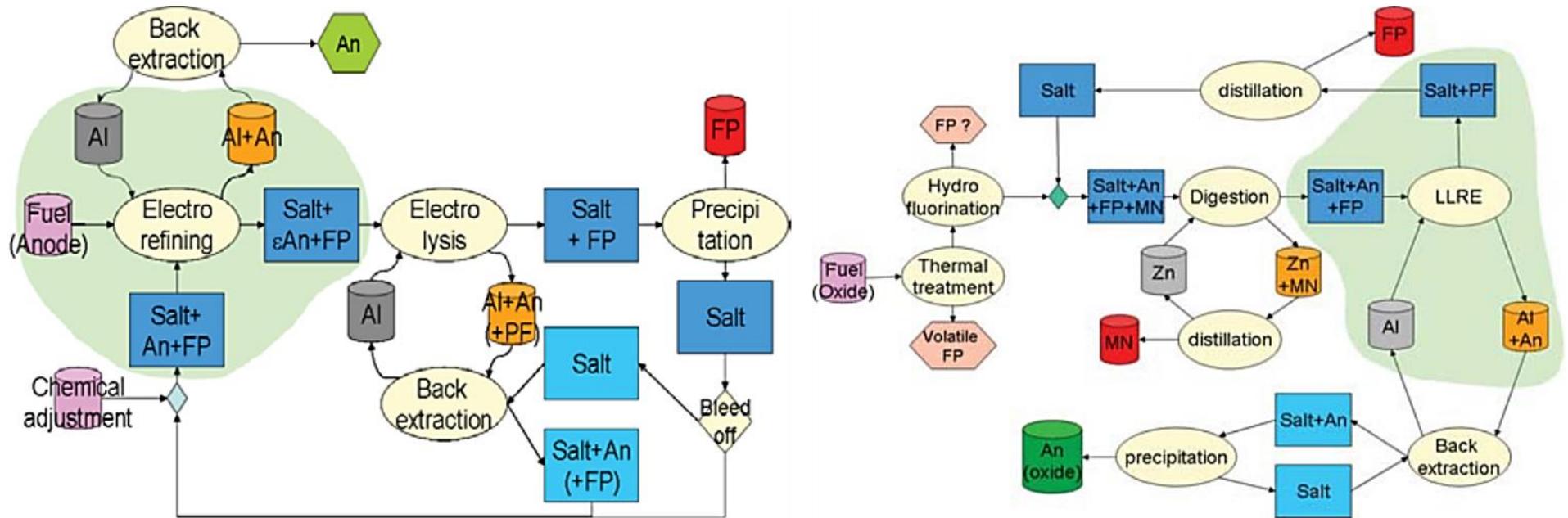


Abb. 6.5 Schematische Darstellung der Prozessansätze, die in den EU FP7 ACSEPT und SACSESS-Projekten entwickelt wurden

Nach /BOU 15/

6.1.4.2 JRC Karlsruhe

Am *Joint Research Centre* (JRC) Karlsruhe (ehemals Institut für Transurane, JRC-ITU) der Europäischen Kommission werden Versuche zu *Electrorefining*-Technologie in LKE durchgeführt. Das generelle Design des Systems ähnelt dem amerikanischen *Electrorefining*-Ansatz, jedoch wird am JRC unterschiedliche Elektrodenmaterialien auf ihre Tauglichkeit zur Abtrennung von Actinoiden aus der LKE-Schmelze untersucht. Hierbei zeigte sich, dass Aluminium als Kathodenmaterial eine Al-An-Legierung bildet, die in das Elektrodenmaterial hineinwächst und somit eine optimale Ausnutzung der Elektrode ermöglicht. Abb. 6.6 zeigt zwei verschiedene Aluminium-Kathoden-Designs nach ihrem Einsatz im JRC-*Electrorefining*-Prozess in LKE.

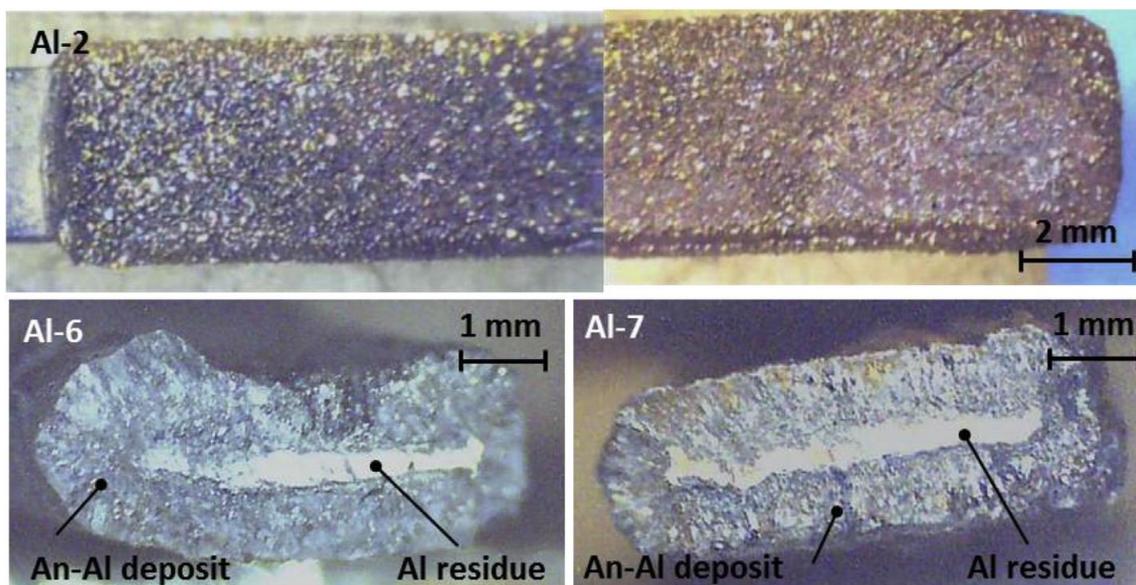


Abb. 6.6 Ausgewählte Aluminium-Kathoden mit abgeschiedenen Actinoiden nach dem Einsatz im *Elektrorefining* in LKE.

Anm.: Die scheinbare unterschiedliche Färbung ist den optischen Bedingungen in der heißen Zelle geschuldet (nach /SOU 19/).

Dabei werden lediglich geringe Mengen Spaltprodukte in das Kathodenmaterial mit aufgenommen. Dies ermöglicht hohe Dekontaminationsfaktoren der Actinoiden von den Spaltprodukten bereits im Elektrolyseschritt. Die Aufnahme von Actinoiden unter Bildung einer Legierung findet sowohl mit Uran und Plutonium, als auch mit Americium statt. Dies macht die Methode besonders für die Aufarbeitung von Gen-IV Reaktoren im Rahmen der Verbrennung von Americium ohne Curium interessant /TAY 15/, /SOU 11/.

6.1.5 Zusammenfassung und Einordnung

Die pyrotechnische Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen erfährt mit der fortschreitenden Entwicklung der Gen-IV Reaktorsysteme zunehmendes internationales Interesse. Lag der Fokus in den frühen Entwicklungen der Technologie auf der Rückgewinnung hochangereicherter Urans, so sind die neuen Systeme in der Lage, Uran, Plutonium und teilweise auch minore Actinoide abzutrennen. Zahlreiche Forschungseinrichtungen weltweit arbeiten an der Entwicklung dieser Systeme und verwenden hierbei unterschiedliche Ansätze.

Pyrochemische Methoden bieten aufgrund der höheren Prozesstemperaturen und geringeren Radiolyse-Empfindlichkeit insbesondere für Hochabbrand-Brennstoffe und Brennstoffe mit kurzen Kühlzeiten erhebliche Vorteile. Die Abwesenheit von Wasser in der Prozessführung bietet aus Sicht der Kritikalitätssicherheit für LWR-Brennstoffe größere Sicherheitsmargen. Brennstoffe für schnelle Reaktoren sind jedoch in Bezug auf Anreicherung und chemischer Form auf den Betrieb ohne Moderator ausgelegt, was diesen Vorteil der pyrochemischen Methode etwas relativiert. Dies gilt insbesondere für die Verwendung kohlenstoffhaltiger Bauteile /MAY 04/.

6.2 Herstellungsverfahren von Accident-Tolerant Fuel

Im Folgenden wird eine kurze Übersicht über die Herstellungsverfahren einiger alternativer bzw. innovativer Kernbrennstoffe gegeben, die unter die Bezeichnung *Accident Tolerant Fuels* (ATF) /NEA 18/ fallen. Als ATF werden Brennstoffe (bestehend aus Pellets und Hüllrohr) bezeichnet, die einen schweren Störfall im Reaktor über einen längeren Zeitraum tolerieren können im Vergleich zu klassischem UO_2 /Zirconium Brennstoff. Dabei wird die Leistungsfähigkeit des Brennstoffs im normalen Betrieb aufrechterhalten oder verbessert. Damit sind per Definition nicht alle neuen Brennstoffkonzepte automatisch ATF, fallen aber aufgrund der weiter fortschreitenden Sicherheitsentwicklung fast ausschließlich in diese Kategorie. ATF umfasst also die unterschiedlichen Konzepte an modifizierten oder alternativen Materialien für das Hüllrohr und/oder die Brennstoffpellets.

Da alle betrachteten Herstellungsverfahren Uran als Grundmaterial besitzen, werden die Sicherheitsaspekte, die diesbezüglich beachtet werden müssen, hier nicht näher erörtert. Diese treten ebenso bei der Herstellung von UO_2 auf. Ebenso benötigt jeder ATF-Brennstoff angereichertes Uran, weswegen auch hier die gleichen Gefahrquellen

auftreten. Weiterhin sind die verschiedenen ATF-Konzepte unterschiedlich ausgereift, und z. T. erst im Labormaßstab erprobt. Deshalb sind sicherheitsrelevante Fragestellungen bei einem etwaigen großtechnischen Herstellungsverfahren heute oft noch schwer zu beurteilen. Die Herstellungsverfahren von unterschiedlichen ATF werden soweit heute möglich beleuchtet und dabei die wesentlichen Neuerungen bezüglich des verwendeten Kernbrennstoffs und der Verarbeitungsmethoden herausgearbeitet.

Ein wichtiger Punkt bei der UO_2 -Herstellung ist in jedem Fall die Beachtung der Kritikalitätssicherheit bei der Handhabung der Spaltstoffe. Diese müssen bei der Verarbeitung stets unterkritisch bleiben. Einige der ATF-Konzepte weisen z. T. erheblich höhere Anreicherungen bis 20 Gew% ^{235}U auf, verglichen mit dem üblichen LWR- UO_2 , das 5 Gew% und in einigen Handhabungsvorgängen bei der Anreicherung 6 Gew% ^{235}U bisher nicht überschreitet. Oberhalb von ca. 7 Gew% ist Kritikalität theoretisch auch ohne Moderator möglich was je nach Prozessschritt erhebliche Änderungen an den bestehenden Kritikalitätssicherheitskonzepten bei der Verarbeitung von Kernbrennstoffen erfordert.

6.2.1 Ausgangspunkt

Die Herstellung von herkömmlichen UO_2 erfolgt üblicherweise über Uranhexafluorid UF_6 . Dabei werden nass- oder trockenchemische Verfahren zur Konversion eingesetzt. Als nasschemische Verfahren werden üblicherweise AmmoniumUranylCarbonat-Verfahren (AUC) oder AmmoniumDiUranat-Verfahren (ADU) genutzt. Beim AUC-Verfahren wird mittels Wasser, Ammoniak und Kohlenstoffdioxid Ammoniumuranylcarbonat gebildet, welches anschließend mit Wasserstoff zu Urandioxid reduziert wird. Beim ADU-Verfahren wird aus Uranhexafluorid mittels Hydrolyse, Uranylfluorid (UO_2F_2 , früher auch als Uranoxifluorid bekannt) hergestellt, welches anschließend durch Fällung mit einer Ammoniaklösung zu Ammoniumdiuranat umgewandelt wird. Dieses wird im Wasserstoffstrom kalziniert, sodass am Ende Urandioxid (UO_2) entsteht. Neben diesen nasschemischen Verfahren existiert die heute meist bevorzugte Trockenkonversion (*dry conversion*, DC). Bei diesem Verfahren wird das Uranhexafluorid mit trockenem Wasserdampf direkt zu UO_2 umgewandelt. Dies geschieht bei höheren Temperaturen.

Die zugrundeliegenden Prozesse sind gut verstanden und ermöglichen eine Produktion im industriellen Maßstab. Die Handhabung mit den verschiedenen Gefahrstoffen, wie etwa Uranhexafluorid und Uranoxid, wurde über viele Jahre optimiert und die Gefahrenquellen minimiert.

6.2.2 Dotiertes UO₂

6.2.2.1 Oxid-dotiertes UO₂

6.2.2.1.1 Cr₂O₃ dotiertes UO₂ und Al₂O₃-Cr₂O₃ dotiertes UO₂

Bei der Herstellung der Oxid-dotierten UO₂-Brennstoffe können die gleichen Herstellungsverfahren wie bei UO₂-Brennstoffen verwendet werden. Der Herstellungsprozess unterscheidet sich lediglich durch das Beimengen des Oxids und kann ansonsten weitgehend äquivalent ablaufen. Der erhaltene Brennstoff unterscheidet sich durch die Korngröße sowie der Dichte, und kann die gleichen Qualitätskontrollverfahren wie der Standardbrennstoff durchlaufen. Die verwendeten Dotierungsstoffe Al₂O₃ und Cr₂O₃ sind kostengünstig und leicht verfügbar, und insbesondere keine Gefahrstoffe im nuklearen Sinne /NEA 18/. Der Umgang mit diesen Stoffen wird auch konventionell als ungefährlich eingestuft, wenngleich derzeit eine Neubeurteilung des Cr₂O₃ ansteht, da dieses möglicherweise reproduktionstoxische und sensibilisierende Eigenschaften aufweist. Im Hinblick auf die Herstellung dieser Art von dotierten UO₂-Pellets ist von keinem zusätzlichen Gefährdungspotential gegenüber dem Standardbrennstoff auszugehen.

6.2.2.1.2 Siliziumoxid-dotiertes UO₂

2014 wurde die Machbarkeit der Herstellung von keramischen UO₂-Pellets mit Siliziumdioxid-Mikrozellen nachgewiesen /YAN 14/. Dabei wird das herkömmliche *liquid phase sintering* Verfahren angewendet. Hierbei wird weniger als 1 Gew% Massenanteil eines auf SiO₂ basierenden Oxides beigemischt und das Gemenge anschließend bei 1700 °C für mehrere Stunden gesintert /NEA 18/.

Der Standardherstellungsprozess des UO₂-Brennstoffs kann weiterhin verwendet werden, wodurch von keiner Zunahme der Gefahrenquellen bei der Herstellung auszugehen ist. Siliziumdioxid (SiO₂) besitzt keine GHS-Gefahrstoffkennzeichnung und ist damit auch konventionell nicht als Gefahrstoff eingestuft.

6.2.2.2 CERMET-Brennstoffe

CERMET-Brennstoffe setzen sich aus UO_2 und einem metallischen Additiv zusammen. Dabei ist CERMET ein Kunstwort aus CER für keramisches UO_2 und MET für ein metallisches Additiv. Das *Korea Atomic Energy Research Institute* (KAERI) bezeichnet UO_2 -Granulate, die von einer dünnen Schicht aus Metall umgeben sind als *metallic microcell fuels* (metallische Mikrozellenbrennstoffe) /KIM 16/.

Durch eine Beimengung von etwa 5 bis 10 Vol% des Pelletvolumens an Metall wird eine Erhöhung der Wärmeleitfähigkeit des UO_2 -Pellets erreicht. Manche Metalle, wie etwa Molybdän (Mo) oder Chrom (Cr), welche im geringen Maße neutronenabsorbierend wirken, können eine Erhöhung der ^{235}U -Anreicherung erforderlich machen um eine Reduzierung des erreichbaren Zielabbrands zu vermeiden /NEA 18/.

Bereits in den 1990er Jahren wurden von der französischen CEA (*French Alternative Energies and Atomic Energy Commission*) CERMET-Brennstoffpellets aus UO_2 mit bis zu 80 Vol% Molybdän durch Pulvermetallurgie im Labormaßstab hergestellt. Brennstoffe mit einem Mo-Gehalt von 10 oder 20 Vol% wurden in den 70er Jahren vom KIT Karlsruhe hergestellt, indem kleine kugelförmige UO_2 Partikel durch den Gasphasenabscheidungsprozess „metallisiert“ wurden. Anschließend wurden die Mikrokugeln mit Hilfe von Vibrationen in Inconel-Hüllrohre geschüttelt, welche wiederum mittels Elektronenstrahlschweißen verschlossen und in Helium-Atmosphäre isostatisch heißgepresst wurden /NEA 18/.

Ebenfalls von KAERI hergestellt wurden metallische Mikrozellen-Brennstoffpellets aus UO_2 -5 Vol% Cr und UO_2 -5 Vol% Mo /KIM 16/, /YAN 13/, /KIM 15/. Diese mit Metall ummantelten UO_2 -Granulate weisen eine optimierte Struktur in der zweiten Metallphase auf. Die Machbarkeit im Labormaßstab wurde nachgewiesen, aber um den Brennstoff im kommerziellen Maßstab zu produzieren, müssen noch einige offene Fragen geklärt werden, wie etwa die spezifische Qualitätskontrolle /NEA 18/.

Eine konkrete Beurteilung der Gefahren ist in diesem Fall schwierig, da sich bei dem Transfer von Labor- auf Industriemaßstab die Herstellungsmethoden mitunter drastisch verändern. Mo besitzt keine GHS-Gefahrstoffkennzeichnung, steht aber unter Verdacht, im Falle von Stäuben eine leichte Toxizität aufzuweisen.

UO₂ und die metallischen Molybdän-Komponenten sind leicht zugängliche Werkstoffe. Da das natürliche Molybdän leicht neutronenabsorbierend ist (~2,65 Barn), werden leichte Mo-Isotopen, also leichter als ⁹⁵Mo, wegen ihrer Neutronentransparenz bevorzugt, selbst wenn leichtes Molybdän schwieriger und teurer in der Beschaffung ist. Eine mögliche Anreicherung bzw. Abreicherung von Molybdän wurde von der URENCO untersucht /BAK 02/ und scheint mit einer Ultrazentrifuge über den Molybdänhexafluorid (MoF₆) Syntheseweg möglich zu sein /NEA 18/. Da es sich hierbei noch um einen Herstellungsprozess im Labormaßstab handelt, können mögliche zusätzliche Gefahrenquellen nur schwer ausformuliert werden. MoF₆ ist ein stark ätzender Stoff, der lebensgefährlich bei Inhalation ist. Dieser tritt auch als Verunreinigung von UF₆ auf. Er wurde bereits sicherheitstechnisch betrachtet und es liegt ein Konzept zum sicheren Umgang vor /IFA 20/.

6.2.2.3 Brennstoffkonzepte mit keramischen Additiven

6.2.2.3.1 Berylliumoxid-dotiertes UO₂

Berylliumoxid (BeO) wurde aus einer Vielzahl von keramischen Werkstoffen ausgewählt, da es das Oxid mit der höchsten bekannten Wärmeleitfähigkeit ist, und bis zum Eutektikum bei 2160 °C keine Löslichkeit in UO₂ aufweist. Außerdem ist es bis 1200 °C mit dem Zirkaloy-Hüllrohr kompatibel, ist inert in Wasser und reagiert schwach mit Salpetersäure. Letzteres würde eine Wiederaufbereitung abgebrannter Brennelemente dieser Art möglich machen. Es verfügt außerdem über einen geringen Neutroneneinfangquerschnitt und eine gute Neutronenmoderation /NEA 18/.

Bereits eine Zugabe von etwa 10 Vol% der hoch leitfähigen festen Phase von BeO reicht aus, um einen zweiphasigen Brennstoff zu produzieren, welcher durch eine kleine BeO-Schicht an den Korngrenzen charakterisiert werden kann. Dies führt zu einer gesteigerten thermischen Leitfähigkeit, welche wiederum die Innentemperatur des Brennstoffpellets senkt, sowie zu einer verringerten Spaltgasfreisetzungsrates führt. Dies würde das Risiko einer Brennstoffschmelze unter Störfallbedingungen verringern /NEA 18/.

Die Herstellung von BeO-dotiertem UO₂-Brennstoff wurde bisher nur im Labormaßstab durchgeführt mit dem Ziel, Proben für *in-pile* und *out-of-pile* Experimente zu fertigen /ZHO 15/. Durch eine Zugabe von 10 Vol% BeO zu UO₂ wurde eine erhöhte Wärmeleitfähigkeit von über 40 % erreicht /NEA 18/.

Auch hier kann sich bei einem etwaigen Herstellungsprozess im industriellen Maßstab noch einiges verändern. Allgemein bleibt zu sagen, dass Berylliumoxid ein stark chemotoxischer Stoff ist, der unter entsprechenden Vorkehrungen gehandhabt werden muss.

6.2.2.3.2 UO₂-Brennstoff mit Siliziumcarbid- und Diamant-Zusatz

Eine weitere Möglichkeit, um die thermische Wärmeleitfähigkeit des Pellets zu erhöhen, besteht in der Zugabe von Siliziumcarbid (SiC) und Diamant zum Urandioxid. Nicht nur die hohe Wärmeleitfähigkeit, sondern auch ein hoher Schmelzpunkt und ein kleiner Neutroneneinfangquerschnitt, machen diese Stoffe interessant. Ein entsprechendes Verfahren wurde im Rahmen des *U.S. Departments of Energy Enhanced Accident Tolerant Fuel Program* von der Universität Florida in Zusammenarbeit mit AREVA entwickelt.

Um dies zu realisieren, wurde an der *University of Florida* das *spark plasma sintering* (SPS) verwendet. Bei diesem Verfahren wird Pulver in eine Graphitmatrix gepresst, während diese mit gepulstem Gleichstrom erhitzt wird. Zu den Additiven gehören Siliziumcarbidpulver (SiC-p), Siliziumcarbid-Whiskers (SiC-w) und Diamant. Die *University of Florida* empfiehlt eine Sintertemperatur von unter 1500 °C, um eine Umwandlung von Diamant zu Graphit (beides sind Allotrope des Kohlenstoffs) sowie die Bildung von Uran-carbid zu vermeiden. Allotrope bezeichnen unterschiedliche Erscheinungsformen eines chemischen Elements, die im gleichen Aggregatzustand existieren, aber unterschiedliche physikalische und chemische Reaktionsbereitschaften besitzen. Laut Angaben der *University of Florida* bietet das SPS-Verfahren deutlich kürzere Sinterzeiten gegenüber den herkömmlichen Verfahren. Außerdem ergibt sich ein dichter UO₂-SiC oder UO₂-Diamant-Brennstoff, sowie eine erheblich verbesserte Wärmeleitfähigkeit, als dies durch oxidatives Sintern erreicht wurde /NEA 18/.

Hierbei ist zu beachten, dass es sich auch bei dem SPS-Verfahren um ein Verfahren im Labormaßstab handelt und nicht um ein industrielles Verfahren. Sowohl bei SiC als auch bei Diamant handelt es sich nicht um Gefahrstoffe, weswegen beide Stoffe ohne besondere zusätzliche Sicherheitsvorkehrungen gehandhabt werden können.

6.2.3 Nitrid-Brennstoffe

Für die Herstellung von Brennstoff auf Nitridbasis werden eine Vielzahl von Methoden vorgeschlagen und erprobt, wie etwa

- mittels metallischen Urans in N_2 - oder NH_3 -Atmosphäre bei etwa $800\text{ °C} - 900\text{ °C}$,
- mittels Lichtbogenschmelzen von Pu- und U-Metall bei 3 bis 5 bar N_2 -Druck,
- eine Hydrierung mit anschließender Nitridierung aus metallischem U und Pu,
- mittels Sol-Gel-Methode: Nitridausfällung bei sehr niedrigen Temperaturen (flüssiger Ammoniak: -33 °C bis -77 °C ; sehr reiner Brennstoff), jedoch ein auf Labormaßstäbe beschränktes Verfahren,
- mittels karbothermischer Reduktionsverfahren: Das Nitrid wird durch Reduktion von feinen UO_2 - und PuO_2 -Pulvern mit Kohlenstoff als Reduktionsmittel in einer Stickstoffatmosphäre gewonnen.

Die karbothermische Reduktion von Oxidbrennstoffen eignet sich prinzipiell gut für einen hohen Durchsatz. Jedoch ist ein hoher Grad an Mikrohomogenität des ursprünglichen Oxid-Kohlenstoff-Gemischs erforderlich, um die Bildung unerwünschter Phasen zu vermeiden. Außerdem ist eine lange Reaktionszeit, sowie eine Minimierung des Kohlenstoff- und Sauerstoffrestgehalts notwendig, welches ein C/O-Verhältnis nahe dem stöchiometrischen Minimum erfordert, um eine maximale Ausbeute zu erzielen. Um eine Oxidation an Luft auszuschließen, werden Handschuhkästen verwendet, in denen ein Sauerstoffgehalt von weniger als 20 ppm herrscht. Durch eine geringe Oxidationsschicht ist der Brennstoff stabil genug, um aus dem Handschuhkasten entnommen und wie herkömmlicher Brennstoff gehandhabt zu werden /NEA 18/.

Eine Herausforderung bei Nitrid-Brennstoffen ist das Stickstoffisotop ^{14}N . Natürlicher Stickstoff besteht zu 99,63 % aus diesem Isotop. Während des Reaktorbetriebs wird ^{14}N im Neutronenstrahlungsfeld in das Isotop ^{14}C umgewandelt, welches langlebig und radiotoxisch ist, sowie zu Helium, welches zu einer weiteren Druckerhöhung im Brennstab führt. Auch neutronenökonomisch weist $U^{14}N$ einen Nachteil aufgrund des parasitären Charakters von ^{14}N gegenüber herkömmlichem UO_2 auf. Diese Nachteile können bei der Herstellung des Brennstoffs durch eine Anreicherung des bedeutend geringer im natürlichen Stickstoff vorhandenen Isotops ^{15}N vermieden werden (nur 0,37 %), welches die

erwähnten negativen Eigenschaften des ^{14}N nicht besitzt. Für eine derartige Anreicherung stehen heute verschiedene Verfahren zur Verfügung, wie z. B. die kryogene Destillation von Stickstoffmonoxid NO oder Ammoniak NH_3 , chromatographische Verfahren, oder die Adsorption an Zeolith-Molekularsieben. Auch eine Kombination von mehreren Verfahren ist möglich, um den Reinheitsgrad von ^{15}N bis etwa 99,9 % weiter zu erhöhen. Die chemische Reaktivität von Nitridbrennstoffen ist stark von der Temperatur abhängig. Besonders die Reaktion mit Luft während einer langen Expositionszeit kann zu Problemen führen und muss noch abschließend geklärt werden. Bei einem viertägigem Eintauchen in Wasser bei 80 °C hingegen konnte keine Reaktion beobachtet werden /NEA 18/.

6.2.4 Silizid-Brennstoffe

Es existiert eine Vielzahl von Uransiliziden. Im Folgenden wird nur das U_3Si_2 betrachtet, da sich die anderen Uransilizide für eine Verwendung als Kernbrennstoff bereits im Labor aufgrund von niedrigen Schmelzpunkten, starkem Schwellen etc. als ungeeignet herausgestellt haben. Es werden in der Literatur darüber hinaus auch Gemenge aus $\text{UN/U}_3\text{Si}_2$ und $\text{U}_3\text{Si/U}_3\text{Si}_2$ in Betracht gezogen, um die Urandichte weiter zu erhöhen, und das Schwellen des Brennstoffes möglichst gering zu halten.

Zur Herstellung werden metallisches Uran und Silizium im Lichtbogen geschmolzen, abgeschreckt, wärmebehandelt, pulverisiert und anschließend in Pellets gepresst und gesintert. Eine Prozessoptimierung ist noch nicht abgeschlossen /HAR 15/. Durch den direkten Einsatz von UF_6 ließe sich der Aufwand verringern, hierzu gibt es aber derzeit noch kein bewährtes industrielles Verfahren /NEA 18/.

Silizium besitzt keine Gefahrstoffkennzeichnung und kann ohne zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen verarbeitet werden.

Anmerkung: Der wesentliche Entwickler von Uransilizid-Brennstoffen war bislang Westinghouse. Im Jahr 2021 hat die USNRC bekanntgegeben, dass dieser Hersteller die weitere Entwicklung dieser Brennstoffart wegen technologischer Hürden und Probleme zugunsten von Urannitrid-Brennstoffen eingestellt hat /NRC 21/.

6.2.5 Carbid-Brennstoffe

Uran-carbid (UC) besitzt gegenüber UO_2 eine höhere theoretische Dichte von etwa +24 %, sowie eine höhere Wärmeleitfähigkeit, welche bis zu zehnmal höher als die des herkömmlichen UO_2 ist. Durch die höhere Wärmeleitfähigkeit weisen darauf basierte Kernbrennstoffe niedrigere Kerntemperaturen auf als Oxide. Des Weiteren besitzen sie eine hohe Schmelztemperatur von 2470 °C. Durch diese Vorteile ist ein Carbid-basierter Brennstoff eine potenzielle Alternative zu Oxidbrennstoffen. Ein Nachteil ist das stärkere Schwellen des Carbidbrennstoffs bei Bestrahlung, welches etwa das Doppelte von normalen UO_2 beträgt. Um dem zu begegnen, muss die Dichte durch eine höhere Porosität verringert werden.

Es ist zu beachten, dass für eine industrielle Herstellung noch einige Herausforderungen bewältigt werden müssen. Ein potenzieller großtechnischer Herstellungsprozess scheint jedoch theoretisch möglich zu sein. So kann etwa die karbothermische Reduktion von Oxidpulvern verwendet werden, die bereits für die Herstellung von Uran/Plutonium-carbid Pellets Anwendung fand. In der US-Anlage in Los Alamos wurden derartige Pellets in den 1980er Jahren bereits mit einer hohen Qualität im halbindustriellen Maßstab für in- zwischen stillgelegte Versuchsanlagen hergestellt. Eine konventionelle Gefahrenquelle ist das pyrophore UC-Pulver, weswegen die Herstellung in Handschuhkästen unter inerten Bedingungen erfolgen muss /NEA 18/.

6.2.6 Metallische Uran-Zirkonium-Brennstoffe

Bereits in den 1980er Jahren wurde vom US *Argonne National Laboratory* (ANL) ein Brennstoff aus einer Uran-Zirkonium-Legierung mit 10 Gew% Zirkonium und einer Uran-Plutonium-Zirkonium-Legierung (U/Pu-Zr) vorgeschlagen /HOF 97/, /TIL 89/. Diese Art von Brennstoff ist aufgrund seiner guten Wärmeleitfähigkeit und hohen Schwermetall-dichte sowie weiterer günstiger chemischer Eigenschaften speziell für natriumgekühlte Reaktoren geeignet. Die Entwicklung wurde in den letzten Jahren von Indien /KUM 13/, Japan /NAK 09/, Korea /KIM 13/ sowie in den Vereinigten Staaten vorangetrieben. Bislang wurde die Anwendbarkeit von Uran/Plutonium-Zirkonium-Legierung in Leichtwasserreaktoren kaum diskutiert.

In der Vergangenheit wurde der U/Pu-10Gew%Zr-Brennstoff für Schnelle Brüter durch Spritzguss hergestellt. Heutzutage werden auch Lichtbogenschmelzverfahren in Betracht gezogen. Die Herstellung erfolgt in Helium- oder Argon-Atmosphäre, um eine Oxidation des Brennstoffes auszuschließen. In den westlichen Ländern gibt es bis jetzt keine Massenproduktion dieses Brennstoffes.

Die Herstellung ist mittlerweile so weit ausgereift, dass der Brennstoff in halbindustriellem Maßstab produziert werden kann. Die Komponenten werden dabei in einem Handschuhkasten unter Schutzgasatmosphäre eingeschmolzen. In den USA wurden bisher etwa 600 U-Pu-Zr-Brennstäbe und über 10.000 U-Zr-Brennstäbe hergestellt /LEG 93/. Die Herstellung ist mittlerweile so weit ausgereift, dass der Brennstoff in halbindustriellem Maßstab produziert werden kann. Die Komponenten werden dabei in einem Handschuhkasten unter Schutzgasatmosphäre eingeschmolzen. In den USA wurden bisher etwa 600 U-Pu-Zr-Brennstäbe und über 10.000 U-Zr-Brennstäbe hergestellt /LEG 93/.

6.2.7 Zusammenfassung und Einordnung

Die Brennstoffe, die sich als ATF bezeichnen lassen, lassen sich grob in oxidische und nicht-oxidische Brennstoffe einteilen. Oxidische Brennstoffe werden durch Additive ergänzt, die oftmals nur einen geringen Anteil im Promillebereich ausmachen (sogenanntes Dotieren). Bei nicht-oxidischen Brennstoffen handelt es sich um Verbindungen wie etwa Uransilizid oder Urannitrid. Hierbei ist eine Erhöhung der Urandichte nicht das vorrangige Ziel. Vielmehr sollen sich ATF dadurch auszeichnen, dass sie in einem Störfall eine erhöhte Kontrollierbarkeit aufweisen. Dies kann zum einen durch eine erhöhte Wärmeleitfähigkeit gewährleistet werden, zum anderen durch eine geringe Freisetzung der Spaltgase.

Da sich viele dieser Brennstoffe noch in der Entwicklung befinden, werden sie bisher nur im Labormaßstab hergestellt. Dies macht es schwer auf etwaige Gefahrenquellen einzugehen, da sich die Herstellungsmethoden beim sogenannten Upscaling auf industrielle Maßstäbe mitunter drastisch verändern können. Allgemein kann gesagt werden, dass bei der Herstellung von ATF-Brennstoffen von keinem großen Zuwachs an Gefahrenquellen auszugehen ist. Dies ist dadurch begründet, dass einige ATFs durch Weiterverarbeitung von Urandioxid hergestellt werden oder einen ähnlichen Herstellungsprozess durchlaufen.

Im Falle höherer Anreicherungen als bei den bekannten LWR-Brennstoffen sind entsprechend z. T. deutlich höhere Anforderungen an die Kritikalitätssicherheit zu stellen.

6.3 Chemotoxische Gefahren im Brennstoffkreislauf

Im Folgenden werden die chemotoxischen Gefahren im Brennstoffkreislauf beleuchtet. Dazu werden die unterschiedlichen Schritte des Brennstoffkreislaufs kurz umrissen und die darin verwendeten Gefahrenstoffe genannt und zur weiteren Beschreibung **durch fette Schriftart** hervorgehoben. Da sich die Gefahrstoffe in verschiedenen Prozessschritten ähneln werden zuerst alle Prozessschritte umschrieben und um Dopplungen zu vermeiden, im weiteren Verlauf alle Gefahrstoffe der verschiedenen Prozessschritte gesammelt beschrieben. Es wird hier explizit auf die chemische Toxizität der verwendeten Substanzen eingegangen. Radiologische Aspekte, insbesondere die des Radons und der weiteren Urantöchter werden lediglich erwähnt. Für eine genauere Darstellung der radiologischen Gegebenheiten im Kernbrennstoffkreislauf sei auf das im Forschungsvorhaben 4716E03350 aktualisierte Handbuch zur Störfallanalyse Teil D verwiesen.

6.3.1 Schritte des Kernbrennstoffkreislauf

Der Kernbrennstoffkreislauf umfasst folgende Schritte:

- Abbau von Uranerz
- Erzaufbereitung
- Uranreinigung
- Konversion
- Anreicherung
- Reconversion
- Brennstofffabrikation

6.3.1.1 Abbau von Uranerz

Zum Abbau von Uranerzen eignen sich die Methoden des übertägigen und untertägigen Bergbaus sowie des Lösungsbergbaus (In-situ-leaching). Der Erzkörper besitzt hierbei von Natur aus die Eigenschaft, aus unterschiedlichen chemischen Elementen aufgebaut zu sein. Im Falle des schweren Uranerzes sind in den Lagerstätten meist weitere Schwermetalle vorhanden, die als Verunreinigung oder Nebenprodukt abgetrennt

werden müssen. Für eine ausführliche Darstellung der Urangewinnung sei auf den Abschlussbericht des Vorgängerprojektes verwiesen /SOM 19/. Für den übertägigen und untertägigen Abbau von Uranerz sind hier, neben Radon aus der Zerfallskette des Urans, insbesondere Schwermetallbelastete Stäube zu beachten. Zu den mit Uran vergesellschaftet auftretenden Elementen gehören insbesondere **Schwermetalle** Kupfer (Cu), Cobalt (Co), Chrom (Cr), Blei (Pb), Mangan (Mn), Cadmium (Cd) und die toxischen Halbmetalle **Arsen** (Arsen) und **Selen** (Se) /CRA 95/. Die jeweilige Konzentration der vergesellschafteten Elemente hängt hierbei stark von der Art der Lagerstätte ab /ABD 06/. Für alle Arten des Uranbergbaus besteht weiterhin eine Kontaminationsgefahr der Grundwässer mit den oben genannten toxischen Elementen aus den Grubenwässern.

6.3.1.2 Erzaufbereitung

Um das im Erz enthaltene Uran verfügbar zu machen, muss dieses in eine lösliche Form überführt werden. Im Falle des *In-Situ leaching* geschieht es bereits während des Abbauprozesses. Um die geförderten Erze aus dem unter- und übertägigen Abbau in Lösung zu überführen, werden diese zuerst gemahlen und im Anschluss aufgeschlossen. Beim Mahlen der Erze bestehen, ähnlich wie beim Abbau, die Risiken primär durch Staubbildung.

Das gemahlene Erz wird im Anschluss aufgeschlossen (leaching). Hierbei richtet sich die Prozessführung nach der geologischen Natur der Erze: basische, carbonathaltige Erze werden in einem basischen Prozess aufgeschlossen, um einen hohen Säureverlust durch die Umsetzung des Carbonats im sauren zu entgegnen. Erze, die wenig oder kein Carbonat im Gesteinskörper enthalten werden im Sauren aufgeschlossen. Je nach Prozessführung und Eigenschaft des Erzes können in beiden Prozessen Oxidationsmittel zugegeben werden. Das enthaltene Uran wird in beiden Prozessvarianten oxidiert und geht als Komplex in Lösung. Saure Aufschlüsse werden meist mit **Schwefelsäure** (H_2SO_4) durchgeführt, als Oxidationsmittel werden hier **Natriumperchlorat** ($NaClO_4$), **Braunstein** (MnO_2) oder **Peroxoschwefelsäure** (H_2SO_5 ; Caros Säure) verwendet. Der basische Aufschluss erfolgt mit **Natriumchlorat** ($HClO_3$) als Oxidationsmittel. Gefällt wird das Uran aus dem Sauren unter Zugabe von **Ammoniak** (NH_3) oder im Basischen durch Zugabe von **Natriumhydroxid** ($NaOH$). Eine detaillierte Darstellung der Prozesse ist in /SOM 19/ zu finden.

Die Rückstände der Auslaugeprozesse stellen ein erhebliches Gefahrenpotential dar, da durch den Auslaugeprozess und den dabei verwendeten Oxidationsmitteln auch die vergesellschafteten Elemente in Lösung gehen oder Ihre Oxidationsstufe hin zu einer weniger stabilen Form ändern können. Als vergesellschaftete Elemente sind hier insbesondere die **Schwermetalle** Kupfer (Cu), Nickel (Ni), Kobalt (Co), Blei (Pb), Mangan (Mn), Cadmium (Cd) und Chrom (Cr) sowie die Halbmetalle **Arsen** (As) und **Selen** (Se) zu nennen.

6.3.1.3 Uranreinigung

Die Reinigung des aus dem Uranerz abgetrennten Urans erfolgt mit den Methoden der Flüssig-Flüssig Extraktion oder mittels Ionenaustausch. Die Wahl des angewandten Verfahrens richtet sich hier nach der Urankonzentration der Eingangslösung. Für geringe Urankonzentrationen ist eine Reinigung über Ionentauscher-Systeme sinnvoll, für höhere Konzentrationen stellt die Flüssig-Flüssig-Extraktion die wirtschaftlichere Methode dar /IAEA 95/.

Uranreinigung mittels Ionenaustauschs

Die Uranreinigung mittels Ionenaustauschs basiert auf der Adsorption von Uranyl-Ionen an einen stark basischen Ionenaustauscher. Bei diesem Schritt wird das Uran gebunden und ein Großteil der in der Lösung vorhandenen Verunreinigungen verbleiben in der Lösung und werden entfernt. Das Uran kann nach geeigneten Wasch-Schritten durch ein Elutionsmittel vom Ionentauscher eluiert und in Lösung gebracht werden. Unter Elution versteht man das Ab-, bzw. Herauslösen von adsorbierten Stoffen aus Ionentauschern, bzw. Adsorptionsmittel. Diese Methode eignet sich gleichzeitig zur Aufkonzentration der Uranlösung, da Uran aus größeren Volumina Eingangslösung mit geringer Urankonzentration absorbiert wird und mit vergleichsweise geringen Volumina vom Ionentauscher eluiert werden kann. Die Eingangslösung stellt in der Regel eine schwefelsaure **Uranyl-Bi- oder Trisulfat-Lösung** dar ($\text{UO}_2(\text{SO}_4)_2^{2-}$ / $\text{UO}_2(\text{SO}_4)_3^{4-}$). Als Ionentauscher werden starkbasische Gel-typ-Ionentauscher auf **Polystyrol-Divinylbenzol**-Basis verwendet. Die Elution geschieht in der Regel mit **Schwefelsäure** oder **Salpetersäure**-Lösungen /IAEA 93/.

Uranreinigung mittels Flüssig-Flüssig-Extraktion

Die Reinigung mittels Flüssig-Flüssig-Extraktion basiert auf der Verteilung des Urans zwischen zwei nicht miteinander mischbaren Flüssigkeiten. Hierbei bilden die Uranylionen mit dem Extraktionsmittel einen organisch-löslichen Komplex, wodurch dieser im organischen Lösungsmittel aufgenommen wird und nicht komplexbildende Verunreinigungen in der wässrigen Phase zurückbleiben. Das Prinzip gleicht dem in der Wiederaufarbeitung angewandten PUREX-Prozess zur Trennung und Reinigung von Uran und Plutonium /SOM 19/. Zur Reinigung wird die eingehende Uranylösung mit einer organischen Lösung aus 20 - 25 % **Tributylphosphat** (TBP) gelöst in gereinigtem **Kerosin** kontaktiert und intensiv durchmischt. Das Uran wird dabei komplexiert und in die organische Phase extrahiert. Diese wird von der verbleibenden wässrigen Eingangslösung getrennt, womit alle nicht-komplexierbaren Verunreinigungen entfernt werden. Zur weiteren Verarbeitung wird das Uran durch erneutes Kontaktieren mit einer wässrigen **Salpetersäure** (HNO_3) aus der organischen Phase entfernt und bildet eine wässrige Lösung, aus der das Uran mittels **Ammoniaks** als **Ammoniumdiuranat** ausgefällt oder nach vorausgegangener Aufkonzentration als **Uranylнитrat** zu **Urantrioxid** (UO_3) kalziniert wird. Bei der Kalzinierung werden die Nitrat-Anionen zersetzt, wobei **nitrose Gase** entstehen /IAEA 95/, /IAEA 12/.

6.3.1.4 Konversion

Die Konversion des gereinigten Urans zu **Uranhexafluorid** (UF_6) geschieht von Urandi-oxid UO_2 aus. Das aus der Uranreinigung stammende **Ammoniumdiuranat** (ADU) muss zu **Triuranooctoxid** (U_3O_8) kalziniert und zu **Urandioxid** (UO_2) reduziert werden. Das aus der Kalzinierung von **Uranylнитrat** hervorgehende **Urantrioxid** (UO_3) kann direkt reduziert werden. Dies geschieht in Wirbelschicht- oder Drehrohröfen unter **Wasserstoff**-Atmosphäre. Das resultierende UO_2 wird im Anschluss im Drehrohr oder Wirbelschichtofen mit gasförmigem **Fluorwasserstoff** (HF) zu festem **Urantetrafluorid** (UF_4) umgesetzt. Das UF_4 wird anschließend mit **Fluorgas** (F_2) in einem Wirbelschichtofen zum Produkt Uranhexafluorid umgesetzt. Das Produkt ist unter Prozessbedingungen gasförmig und wird mittels Kühlfallen aus dem Abgasstrom auskondensiert. Die Abfüllung des Produktes erfolgt direkt aus der Kühlfalle in den Produktbehälter.

In der Abgasbehandlung werden verbleibende Uran und Fluorwasserstoffverbindungen mit **Kaliumhydroxidlösung** (KOH) aus dem Abgasstrom ausgewaschen /IAEA 95/, /IAEA 12/.

6.3.1.5 Anreicherung

Die Anreicherung erfolgt im industriellen Maßstab in Ultrazentrifugen, in denen die chemische Form des Urans der des **Uranhexafluorid** (UF_6) entspricht. Da die Anreicherung rein auf physikalischen Prinzipien anhand des Dichteunterschiedes der Uranisotope beruht, findet keine chemische Umwandlung innerhalb des Prozesses statt. Uranhexafluorid stellt somit aus chemischer Sicht den einzigen Gefahrstoff des Prozessschrittes der Anreicherung dar /IAEA 12/.

6.3.1.6 Re-Konversion

Das angereicherte Uran liegt in der chemischen Form des Uranhexafluorid vor. Um das Uran zu keramischen UO_2 -Brennstoffpellets verarbeiten zu können, muss dieses in Urandioxid überführt werden. In Deutschland geschieht dies in der Anlage der Advanced Nuclear Fuels GmbH (ANF) in Lingen mittels Trockenkonversion. Hierzu wird das gasförmige **Uranhexafluorid** aus den Transportbehältern in einen Reaktionsbehälter geleitet, in dem es mit Wasserdampf zu **Uranylfluorid** (UO_2F_2) und **Fluorwasserstoff** umgesetzt wird. Das feste Uranylfluorid bildet im Bodenbereich des Reaktionsbehälters eine Wirbelschicht, in der es unter **Wasserstoff**-Zufuhr zu Urandioxid umgewandelt wird. Das Produkt wird kontinuierlich aus dem Reaktionsbehälter entfernt und in einen Drehrohrofen gefördert, in dem unter Wasserstoff-Atmosphäre verbleibendes Uranylfluorid zum Produkt Urandioxid reduziert wird /IAEA 12/.

6.3.1.7 Brennstofffabrikation

Die Brennstofffabrikation geschieht in Deutschland ebenfalls in der Anlage der ANF GmbH in Lingen. Das pulverförmige **Urandioxid** wird hier zu Pellets gepresst, in reduktiver Wasserstoff-Atmosphäre gesintert, und die entstandene Keramik durch Schleifen in die entsprechende Form gebracht. Die fertigen Pellets werden im Anschluss in Hüllrohre gefüllt und diese im Anschluss verschweißt. Die verschweißten und dekontaminierten Brennstäbe werden zu Brennelementen assembliert und sind bereit für den Einsatz im Reaktor. Die Brennstofffabrikation geschieht in Deutschland ebenfalls in der Anlage der ANF GmbH in Lingen. Das pulverförmige **Urandioxid** wird hier zu Pellets gepresst, in reduktiver Wasserstoff-Atmosphäre gesintert, und die entstandene Keramik durch Schleifen in die entsprechende Form gebracht. Die fertigen Pellets werden im Anschluss in Hüllrohre gefüllt und diese im Anschluss verschweißt. Die verschweißten und

dekontaminierten Brennstäbe werden zu Brennelementen assembliert und sind bereit für den Einsatz im Reaktor /IAEA 12/.

6.3.2 Chemische Gefahrstoffe im Brennstoffkreislauf

Im Folgenden werden die in den Beschreibungen der Prozessschritte ermittelten Gefahrstoffe alphabetisch gelistet und ihr Gefährdungspotential dargestellt.

6.3.2.1 Ammoniak

Ammoniak kann gasförmig als NH_3 oder in wässriger Lösung als Ammoniumhydroxid (NH_4OH) vorliegen. Bei Kontakt des gasförmigen NH_3 mit biologischem Gewebe wird das NH_3 mit dem im Gewebe vorhandenen Wasser zu Ammoniumhydroxid hydrolysiert. Ammoniumhydroxid reagiert stark basisch und ist somit ätzend. Ammoniak kann schwere Verätzungen der Haut und Augen hervorrufen und reizt die Atemwege. Es ist sehr giftig für Wasserorganismen. Eine Gefährdung im Bereich des Kernbrennstoffkreislaufes geht insbesondere von gasförmigem Ammoniak aus /SIG 21a/.

6.3.2.2 Ammoniumdiuranat

Ammoniumdiuranat ist ein fester, in Wasser und basischen Lösungen unlöslicher Stoff. Die Gefährdungsbeurteilung beruht auf einer Sammelbeurteilung für Uranverbindungen, insbesondere für anorganische, schwer lösliche Uranverbindungen. Uranverbindungen können die Nieren schädigen und wirken mutagen und kanzerogen. Bei der Toxikologie von Uran überwiegt die chemische Toxizität der Radiotoxizität. Ammoniumdiuranat wird durch den Verdauungstrakt nur in geringem Maß absorbiert. Der Haupt-Expositionsweg im Kernbrennstoffkreislauf besteht in der Inhalation von Ammoniumdiuranat-Stäuben /IFA 21a/.

6.3.2.3 Arsen

Arsen ist in reiner Form als Halbmetall fest und sehr schwer löslich in Wasser. Arsen kommt im Uranerz gediegen als Arsenit oder Arsen-Sulfit vor. Diese Verbindungen sind ebenfalls unlöslich in Wasser. Gediegen bezeichnet in der Mineralogie das Vorkommen als reines chemisches Element in der Natur. Durch die verschiedenen Oxidations- und Reduktionsprozesse in der Urangewinnung kann Arsen jedoch in eine lösliche Form (z. B. Arsenige Säure (H_3AsO_3), Arsen trihalogenid (AsX_3), Arsenoxid (As_2O_3) usw.) überführt werden und somit bioverfügbar gemacht werden. Arsenverbindungen sind stark toxisch. Arsen wird hauptsächlich als Staub über die Atemwege und über den Magen-Darm-Trakt aufgenommen. Weiterhin spielt die Resorption über die Haut eine Rolle. Resorption bezeichnet die Aufnahme von körpereigenen oder -fremden Stoffen durch biologische Systeme (z. B. Zellen, Gewebe, Organe). Arsen schädigt das Herz-Kreislaufsystem und das Nervensystem und wirkt weiterhin kanzerogen /IFA 21b/.

6.3.2.4 Braunstein

Braunstein (Mangandioxid, MnO_2), ist ein brauner Feststoff, der in Wasser sehr schlecht löslich ist, sich jedoch gut in Säuren löst. Er besitzt eine akute Toxizität beim Verschlucken und Einatmen. Eine Vergiftung mit Braunstein betrifft insbesondere eine Schädigung des Gehirns und des Zentralnervensystems. Ebenfalls sind Vergiftungen durch manganbelastetes Trinkwasser bekannt /SIG 22a/.

6.3.2.5 Fluorwasserstoff

Gasförmiger Fluorwasserstoff (HF) und das Hydrolyseprodukt Fluorwasserstoffsäure (HF_{aq}) stellen aufgrund der zentralen Stellung des Elementes Fluor im Kernbrennstoffkreislaufes ein großes Gefährdungspotential dar. Fluorwasserstoff kann als Gas über die Lunge, durch den Atemtrakt und über die Haut aufgenommen werden, wobei die Resorption für alle drei Expositionswege nahezu quantitativ (chemischer Fachbegriff für vollständig) verläuft. Das Einatmen größerer Mengen Fluorwasserstoff verursacht schwere Verätzungen der Atemwege, Schleimhäute und der Lunge. Fluorwasserstoff schädigt das Herz-Kreislaufsystem und das Nervensystem akut, sowie die Knochen, Augen und Haut chronisch /SIG 22b/. Die Wirkung ist potentiell letal.

6.3.2.6 Ionentauscher

Ionenaustauscherharze zur Uranreinigung sind stark basische kreuzverknüpfte Copolymere aus Polystyrol-Divinylbenzol. Aufgrund seiner Form als kleine Kugel ist ein Einatmen sehr unwahrscheinlich. Ein Verschlucken des Ionentauschers hat keine chemotoxischen Auswirkungen auf den menschlichen Organismus /SIG 21b/.

6.3.2.7 Kaliumdiuranat

Kaliumdiuranat ($K_2U_2O_7$) bildet das Kalium-Analogon zum Ammoniumdiuranat und ist diesem in seinem chemisch-toxikologischen Verhalten sehr ähnlich. Kaliumdiuranat ist ein fester, in Wasser und basischen Lösungen unlöslicher Stoff. Die Gefährdungsbeurteilung beruht auf einer Sammelbeurteilung für Uranverbindungen, insbesondere für anorganische, schwer lösliche Uranverbindungen. Uranverbindungen können die Nieren schädigen und wirken mutagen und kanzerogen. Bei der Toxikologie von Uran überwiegt die chemische Toxizität der Radiotoxizität. Kaliumdiuranat wird durch den Verdauungstrakt nur in geringem Maß absorbiert. Der Haupt-Expositionsweg im Kernbrennstoffkreislauf besteht in der Inhalation von Kaliumdiuranat-Stäuben /IFA 21a/.

6.3.2.8 Kaliumhydroxid

Kaliumhydroxid (KOH) ist ein fester, weißer und hygroskopischer Stoff, der im Kernbrennstoffkreislauf in wässriger Lösung eingesetzt wird. Kaliumhydroxidlösung ist stark basisch und ätzend. Sie verursacht starke Verätzungen der Haut und der Augen. Beim Einatmen von festen KOH-Stäuben oder von KOH-Lösung als Flüssig-Aerosol verursachen diese schweren Verätzungen der Atemwege und Schleimhäute. Das Verschlucken von KOH und entsprechenden Lösungen führt zu starken Verätzungen der Schleimhäute und der Speiseröhre. Durch den Einsatz von Kaliumhydroxidlösung in Abgaswäschern steht die Inhalation von Aerosolen sowie der Kontakt mit Haut, Augen und Schleimhäuten aus chemotoxischer Sicht im Vordergrund /SIG 21c/.

6.3.2.9 Kerosin/TPH/Hexan

Diese Stoffklasse stellt die organischen Lösungsmittel bei der Uranreinigung mittels Flüssig-Flüssig-Extraktion dar. Die drei genannten Stoffe ähneln sich stark und bestehen jeweils aus einem Gemisch aus Kohlenwasserstoffen, die in unterschiedlichem Maß verzweigt sind. Kerosin wird in gereinigter Form (OK, *Odorless Kerosene*) verwendet. TPH (*Hydrogenated Tetrapropene*) ist das in Frankreich primär verwendete Lösungsmittel. Alle drei Verbindungen sind leichtentzündlich und leichtflüchtig. Die Gefährdungsbeurteilung wurde hier anhand von n-Hexan erstellt. Hexan ist leicht flüchtig und besitzt somit ein großes Gefährdungspotential für das Einatmen von Dämpfen. Bei Kontakt reizt Hexan die Augen und die Haut. Beim Einatmen reizt Hexan die Atemwege. Toxikologisch wirkt es bei Inhalation auf das Zentralnervensystem und kann an diesen schweren Schäden hervorrufen. Hexan ist weiterhin giftig für Wasserorganismen /IFA 21c/.

6.3.2.10 Natriumchlorat

Natriumchlorat (NaClO_3) ist ein starkes Oxidationsmittel und kann mit leichtentzündlichen Stoffen zu Explosionen führen. Natriumchlorat ist hygroskopisch, wodurch freigesetzter Staub schnell durch Wasser gebunden wird. Es besteht jedoch die Möglichkeit der Inhalation der resultierenden Aerosole. Inkorporiertes Natriumchlorat schädigt das Blut und die Nieren. Natriumperchlorat verursacht Reizungen der Haut und Schleimhäute /SIG 21d/.

6.3.2.11 Natriumhydroxid

Natriumhydroxid (NaOH) ist das Na-Analogon zum Kaliumhydroxid und zeigt chemisch-toxikologisch ein sehr ähnliches Verhalten. Natriumhydroxid ist ein fester weißer hygroskopischer Stoff, der im Kernbrennstoffkreislauf in wässriger Lösung eingesetzt wird. Natriumhydroxidlösung ist stark basisch und ätzend. Sie verursacht starke Verätzungen der Haut und Augen. Beim Einatmen von festen NaOH -Stäuben oder von NaOH -Lösung als Flüssig-Aerosol verursacht diese schweren Verätzungen der Atemwege und Schleimhäute. Das Verschlucken von NaOH und entsprechenden Lösungen führt zu starken Verätzungen der Schleimhäute und der Speiseröhre /SIG 21e/.

6.3.2.12 Natriumperchlorat

Natriumperchlorat (NaClO_4) ist ein starkes Oxidationsmittel und kann entsprechend mit leichtflüchtigen Verbindungen zu explosionsartigen Reaktionen und zur Selbstentzündung neigen. Der Hauptaufnahmeweg ist das Verschlucken und die Aufnahme über den Magen-Darm-Trakt. Weiterhin besteht die Möglichkeit der Inhalation von flüssigen Aerosolen und Stäuben. Eine Ingestion führt zu nahezu vollständiger Aufnahme in den Organismus und bei Aufnahme größerer Mengen zu Schädigungen der Schilddrüse und Veränderungen des Blutbildes /SIG 21f/.

6.3.2.13 Nitrose Gase

Nitrose Gase (N_xO_y) entstehen bei der thermischen Zersetzung von Salpetersäure und den entsprechenden Nitrat-Salzen. Es handelt sich um ein farblos bis braunes Gemisch aus verschiedenen Stickstoffoxiden, die im thermischen Gleichgewicht vorliegen (NO , NO_2 , N_2O_3 und N_2O_4). Nitrose Gase wirken brandfördernd und akut toxisch. Der primäre Inkorporationsweg ist die Inhalation. Nitrose Gase dringen bis in die Alveolen vor und werden vom Körper nahezu quantitativ absorbiert. Nitrose Gase reizen die Haut und Schleimhäute, führen zu Lungenschäden und beeinflussen die Funktion des Blutes und des Zentralnervensystems /IFA 21d/.

6.3.2.14 Peroxomonoschwefelsäure

Peroxomonoschwefelsäure (H_2SO_5), auch Caros Säure genannt, ist ein Oxidationsmittel basierend auf dem Monoperoxid der Schwefelsäure. Sie weist somit ein deutlich höheres Oxidationspotential als herkömmliche Schwefelsäure auf. Sie ist brandfördernd und stark korrosiv. Die chemisch toxikologische Wirkung basiert wie bei der Schwefelsäure auf der stark ätzenden Wirkung. Der primären Inkorporationsweg ist das Verschlucken. Weiterhin kann die Substanz als Aerosol über die Atemwege in den Körper gelangen und schwere Verätzungen verursachen. Bei Kontakt mit den Augen und der Haut entstehen schwere Verätzungen /SOL 13/.

6.3.2.15 Salpetersäure

Salpetersäure (HNO_3) ist eine stark ätzend wirkende, brandfördernde Mineralsäure in flüssiger Form. Aufgrund der brandfördernden Eigenschaft sind bei Kontakt zu leichtentzündlichen Materialien Selbstentzündung und Explosionen möglich. Bei hohen Temperaturen zersetzt sich Salpetersäure zu Nitrosen Gasen. Salpetersäure verursacht bei Kontakt schwere Verätzungen an Haut, Augen und Schleimhäuten. Der primäre Inkorporationsweg ist die Inhalation, wobei der Dampf der Salpetersäure bereits Nitrose Gase mit der entsprechenden toxikologischen Wirkung enthält. Salpetersäure kann bei Inhalation schwerwiegende Lungenschädigungen hervorrufen /SIG 22c/.

6.3.2.16 Schwefelsäure

Schwefelsäure (H_2SO_4) ist eine hygroskopische geruch- und farblose Flüssigkeit. Sie ist eine sehr starke Mineralsäure und hat entsprechende ätzende Eigenschaften. Der Hauptaufnahmeweg von Schwefelsäure ist die Inhalation als Aerosol. Aufgrund der hygroskopischen Eigenschaften und der damit verbundenen erhöhten Tröpfchengröße führt die Inhalation zu einer Ablagerung im oberen Atemtrakt. Bei der Schwefelsäure stehen die lokalen Effekte in Form von Verätzungen im Vordergrund. Schwefelsäure verursacht bei Kontakt schwere Verätzungen der Haut, Schleimhäute und Augen. Bei Verschlucken wird der Mund-Rachen Raum sowie der Magen-Darm-Trakt schwer verätzt. Verätzungen können neben der akuten Ausprägung auch chronisch auftreten /SIG 22d/.

6.3.2.17 Schwermetalle

Die Schwermetalle Kupfer (Cu), Nickel (Ni), Kobalt (Co), Blei (Pb), Mangan (Mn), Cadmium (Cd) und Chrom (Cr) werden hier aufgrund des gemeinsamen Auftretens als vergesellschaftete Elemente des Urans gemeinschaftlich behandelt. Aufgrund der Verwendung starker Oxidationsmittel in der Urangewinnung ist davon auszugehen, dass ein großer Teil der Schwermetalle zumindest teilweise in einer bioverfügbaren Form vorliegt. Insbesondere ist hier die Oxidation von Chromverbindungen zu Chromaten und Dichromaten zu nennen, die hochgiftig, kanzerogen und erbgutschädigend sind. Weiter wirken einige der Elemente als Schwermetallverbindung toxisch. Hier sind insbesondere Kupfer, Blei, Mangan und Cadmium zu nennen. Durch die Aufnahme mobilisierten Schwermetalle können Schädigungen der inneren Organe (Leber, Niere, Gehirn) Blutbildveränderungen und Schädigungen des Zentralnervensystems auftreten. Die Uran-

begleitenden Schwermetalle sind insbesondere im Tailings-Management von Uranminen und Uranmühlen von Bedeutung /IFA 21e/, /SIG 22a/, /IFA 21f/, /IFA 21g/.

6.3.2.18 Selen

Selen ist ein dem Arsen ähnliches giftiges Halbmetall. Selen ist schlecht wasserlöslich, kann jedoch analog zu Arsen und den Schwermetallen durch die angewandten Oxidationsmittel in eine wasserlösliche und somit bioverfügbare Form (z. B. H_2SeO_3) überführt werden. Die Aufnahmen von Selenverbindungen kann im o. g. Beispiel auch über die Haut geschehen. Selenverbindungen verursachen schwere Schädigungen von Lunge, Leber, Herz-Kreislauf- und Nervensystem. Wie Arsen und die Schwermetalle ist Selen und seine Verbindungen insbesondere im Tailings-Management von Uran-Minen und -Mühlen relevant /IFA 21h/.

6.3.2.19 Tributylphosphat

Tributylphosphat (auch Tri-n-butyl-phosphat, TBP; $\text{C}_{12}\text{H}_{27}\text{O}_4\text{P}$) ist ein organischer Phosphorsäureester, der zur Komplexierung und Extraktion von Uran in der Uranreinigung mittels Flüssig-Flüssig Extraktion Verwendung findet. Er liegt in Reinform als viskose lipophile Flüssigkeit vor. Er wird in der Regel in Kerosin, Hexan oder TPH gelöst mit einem Massenanteil von 20 - 25 % eingesetzt. TBP reizt Haut und Augen und kann über die Haut aufgenommen werden. Es liegen unzureichende Informationen über die toxikologische Wirkung im menschlichen Körper vor /SIG 21g/.

6.3.2.20 Uran

Uran ist ein radioaktives Schwermetall, das sowohl chemotoxische als auch radiotoxische Eigenschaften besitzt, wobei die chemotoxischen Gefahren des Urans aufgrund der langen Halbwertszeit, und der damit einhergehenden niedrigen Aktivität, überwiegen. Uran ist ein silbrig-weißes, weiches Metall hoher Dichte. Uranspäne und Uranpulver sind pyrophor, d. h., dass sich der Stoff auch in kleinen Mengen bei Raumtemperatur an der Luft spontan entzünden kann. Der Hauptaufnahmepfad am Arbeitsplatz ist die Inhalation. Uran kann die Atemwege schädigen und wirkt analog zu anderen Schwermetallen nierenschädigend. Weiterhin wurde eine neurotoxische Wirkung beobachtet. Bei andauernder Uranexposition konnte eine reproduktionstoxische Wirkung nachgewiesen werden /IFA 22a/.

6.3.2.21 Uranoxide

Drei unterschiedliche Uranoxide finden in der Verarbeitung von Kernbrennstoffen Ihre Anwendung: Urandioxid, Urantrioxid und Triuranooctoxid. Allesamt sind diese Oxide Feststoffe, die sich in Wasser schlecht lösen. Haupt-Inkorporationspfad für die Uran-Oxide ist die Inhalation von Stäuben über den Atemtrakt. Durch ihre geringe Wasserlöslichkeit besitzen die Uranoxide im Atemtrakt sehr geringe Resorptionsraten und werden teilweise über die Lymphe und den Verdauungstrakt abgeführt, wo sie ebenfalls nur sehr geringe Resorptionsraten aufweisen. Die Reinigung des Atemtraktes von inhalierte Uranoxid Stäuben kann sich über Jahre hinziehen. Uranoxid verursacht analog zu anderen Uranverbindungen chronische Nierenschäden /IFA 22b/.

6.3.2.22 Uranylsulfat

Uranylsulfat (UO_2SO_4) ist ein gelber kristalliner Feststoff. Der Hauptpfad der Inkorporation verläuft über den Atemtrakt durch die Inhalation von Stäuben und Nebeln. Weiterhin kann eine Resorption über die Haut nicht ausgeschlossen werden. Uranylsulfat ist gut wasserlöslich, wodurch von einer erheblichen Resorption im Atemtrakt auszugehen ist, analog zu anderen wasserlöslichen Uranylverbindungen. Eine ätzende Wirkung ist für Uranylsulfat nicht zu erwarten. Eine Inkorporation von Uranylsulfat kann zu chronischen Nierenschäden führen /IFA 21a/.

6.3.2.23 Uranerz

Die chemotoxischen gefahren von Uranerz basieren auf den im Uranerz enthaltenen Bestandteilen. Die Zusammensetzung des Erzes ist dabei von der Art und den lokalen Gegebenheiten der Erzlagerstätte abhängig. Übergeordnet lässt sich sagen, dass die primäre Exposition beim Erzabbau, ausgenommen dem in-situ-leaching, in der Inhalation von Stäuben liegt. Die chemotoxische Wirkung ist entsprechend der Erzzusammensetzung von den enthaltenen Stoffkomponenten abhängig. Hier kommt insbesondere die chemotoxische Wirkung der Schwermetalle und insbesondere für kanadische Erze die Toxizität des begleitenden Arsen zum Tragen /ABD 06/.

6.3.2.24 Uranhexafluorid

Uranhexafluorid (UF_6) wird aufgrund seines niedrigen Siede- bzw. Tripelpunktes ($56,5^\circ\text{C}$ bzw. $64^\circ\text{C}/1,5\text{ Bar}$) bei der Anreicherung von Uran mittels Ultrazentrifugation, Gasdiffusion und Trenndüsenverfahren im gasförmigen Zustand verwendet. Auch wenn Uranhexafluorid bei Raumtemperatur und Normaldruck als weißer, kristalliner Feststoff vorliegt, handelt es sich um eine leichtflüchtige Substanz. Uranhexafluorid reagiert bereits mit geringen Wassermengen (Luftfeuchtigkeit) zu den Hydrolyseprodukten Uranylfluorid (UO_2F_2) und Fluorwasserstoff (HF). Die Inkorporation geschieht primär über den Atemtrakt, wobei die Hydrolyse bereits in den oberen Atemwegen einsetzt. Bei Erreichen der unteren Atemwege ist von einer erhöhten Resorption des Urans in den Organismus auszugehen. Die Hydrolyse-Komponente HF verursacht schwere Verätzungen. Neben der Inhalation ist die Resorption von Uranhexafluorid und seiner Hydrolyseprodukte über die Haut möglich. Gefahren bei einer Uranhexafluorid-Exposition gehen von akuten Verätzungen der Haut, Augen und Schleimhäute sowie der Lunge aus. Chronisch können Schädigungen der Atemwege, Nierenschäden und Blutgerinnungsstörungen auftreten /IFA 22c/.

6.3.2.25 Urantetrafluorid

Urantetrafluorid (UF_4 , Uran-(IV)-Fluorid) ist ein grüner kristalliner Feststoff. Hauptweg der Inkorporation ist die Inhalation Urantetrafluorid-haltiger Stäube. Hierbei wird die Substanz verzögert, aber zu großen Anteilen im Organismus resorbiert. Über den Verdauungstrakt wird Urantetrafluorid nur in geringem Maße aufgenommen. Urantetrafluorid reizt die Augen und führt bei Inkorporation zu chronischen Nierenschäden /IFA 22d/.

6.3.2.26 Uranylfluorid

Uranylfluorid (UO_2F_2) ist ein gelber kristalliner Feststoff. Seine Toxizität geht von den enthaltenen Fluorid-Ionen und der Schwermetall-Toxizität des Urans aus. Oberhalb von 300°C oxidiert Uranylfluorid an Luftsauerstoff mit kleinen Wassermengen zu U_3O_8 bzw. UO_3 unter Freisetzung von Fluorwasserstoff. Inkorporationsgefahr besteht primär durch das Einatmen von Stäuben. Eine Inkorporation kann zu chronischen Nierenschäden und Blutgerinnungsstörungen sowie neurotoxischen Erscheinungen führen /IFA 21a/, /SIG 22b/.

6.3.2.27 Uranylнитрат

Uranylнитрат ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$) ist ein gelber kristalliner Feststoff und eines der häufigsten Zwischenprodukte in der nasschemischen Behandlung von Uran. Uranylнитрат ist gut wasserlöslich und bildet eine gelblich gefärbte Lösung. Uranylнитрат wirkt oxidierend und kann hierdurch akute Schäden der Haut, Schleimhäute und Augen hervorrufen. Hauptwege der Inkorporation ist die Inhalation von Uranylнитрат-haltigen Stäuben oder Nebeln, weiterhin kann es über die Haut aufgenommen werden. Uranylнитрат wird bei Inhalation aufgrund seiner Wasserlöslichkeit gut im Körper resorbiert und führt analog zu anderen Uran-Verbindungen zu Nierenschädigungen. Über den Verdauungstrakt wird Uranylнитрат nur in geringen Mengen resorbiert /IFA 22e/.

6.3.2.28 Wasserstoff

Wasserstoff ist ein farb- und geruchloses Gas, das hochentzündlich ist und in Verbindung mit Luftsauerstoff sehr weite Explosionsgrenzen besitzt. Wasserstoff selbst besitzt keine toxische Wirkung, er stellt jedoch aufgrund der akuten Explosionsgefahr eine Gefahr dar /IFA 22f/.

7 Verfolgung von internationalen Entwicklungen

In diesem Kapitel sind die für dieses Vorhaben relevanten Erkenntnisse bei der Verfolgung der internationalen Entwicklungen auf dem Gebiet der nuklearen Ver- und Entsorgung präsentiert. In Kapitel 7.1 sind die Konferenzbeiträge der Fachtagung Physor 2019 zusammengefasst. Kapitel 7.2 beinhaltet eine Zusammenfassung des „Webinar on Accident Tolerant Fuels and Their Impact on Spent Fuel Management“.

7.1 Auswertung Konferenzbeiträge Physor 2019

Die Konferenzreihe PHYSOR besteht seit 30 Jahren mit einem zweijährigen Konferenz-Rhythmus und ist eine der wichtigsten Konferenzreihen zu Themen der Reaktorphysik. Die für das Jahr 2020 vorgesehene Konferenz „PHYSOR 2020“ war ursprünglich vom 30. März bis 02. April 2020 in Cambridge, UK geplant, fand allerdings aufgrund der sich im Februar und März 2020 zunehmend verschärfenden COVID-19-Situation letztlich nicht statt. Die bereits eingereichten Beiträge wurden aber dennoch in Form von Proceedings veröffentlicht.

Von den über 400 akzeptierten Konferenz-Beiträgen wurden etwa 360 Beiträge in den Konferenz-Proceedings /ANS 20/ und 25 Beiträge in einer speziellen Ausgabe des Journal of Nuclear Engineering /MDP 21/ publiziert. Die veröffentlichten Beiträge teilen sich auf in etwa 330 Vorträge zu 21 Themenfelder und etwa 60 Poster, die ebenfalls das gesamte Themenspektrum der Konferenzreihe abdecken. Zu den behandelten Themenfelder gehören insbesondere Reaktorkonzepte und -betrieb von kommerziellen Reaktoren sowie Forschungsreaktoren und -anlagen, grundlegende Analyse- und Simulationsmethoden sowie deren Verifizierung und Validierung, Wirkungsquerschnittsdaten und die zu ihrer Erstellung oder Validierung notwendigen Experimente sowie konkrete Analysen zu speziellen Fragestellungen des Reaktorkern- oder Brennstoffverhaltens. Darüber hinaus werden aber auch Fragestellungen zur Kritikalitätssicherheit und zur Fusion betrachtet.

Für das vorliegende Vorhaben sind vor allem die Beiträge zur Kritikalitätssicherheit interessant. Direkt zu diesem Thema wurden acht Beiträge eingereicht. Einer dieser Beiträge stammt von der GRS und behandelt den Einfluss niedriger Temperaturen von bis zu -40 °C auf den Neutronenmultiplikationsfaktor /BEH 20/. Die zugehörigen Arbeiten sind in einem gesonderten Bericht /BEH 19/ dokumentiert.

Von Hayashi et al. /HAY 20/ wurde in einem Beitrag eine Methode zu Bestimmung eines unteren Limits für den kritischen Neutronenmultiplikationsfaktor inklusive seiner Unsicherheiten anhand von Experimentnachrechnungen diskutiert. Als Beispielanwendung wurde mit Blick auf zukünftige Rückbauarbeiten am Kernkraftwerk Fukushima ein Gemisch aus Brennelementfragmenten und Beton betrachtet, wie es nach einer Kernschmelze und nachfolgender Wechselwirkung des geschmolzenen Brennstoffs mit den umgebenden Betonstrukturen zu erwarten ist. Mithilfe einer Auswahl kritischer Experimente, die ein ähnliches Neutronenspektrum wie der betrachtete Anwendungsfall aufweisen, wurde anhand einer statistischen Analyse (*Bootstrap Method*) der für diese Experimente errechneten Neutronenmultiplikationsfaktoren das entsprechende untere Limit für diese Neutronenmultiplikationsfaktoren ermittelt. Ein Vergleich des mit dem Code Whisper 1.1 errechneten oberen unterkritischen Limits für den Neutronenmultiplikationsfaktors für denselben Anwendungsfall unter Einbeziehung derselben Experimente zeigte, dass beide Ansätze zu vergleichbaren Resultaten führen.

Zwei weitere Untersuchungen mit Bezug zu zukünftigen Rückbauarbeiten am Kernkraftwerk Fukushima stellten Mitsuyasu und Morimoto bzw. Araki et al. /MIT 20/ in ihren Beiträgen vor. Sie betrachteten wie Hayashi et al. ebenfalls die Situation nach einer Kernschmelze. Mitsuyasu und Morimoto diskutierten in ihrem Vortrag die Frage, ob der Neutronenmultiplikationsfaktor eines Gemisches aus Brennelementfragmenten und zutretendem oder zugeführtem Wasser mithilfe von Neutronendetektion an dessen Oberfläche abgeschätzt werden kann. Mitsuyasu und Morimoto gehen in ihrem Ansatz davon aus, dass durch Beprobung und visuelle Inspektion Informationen über die Zusammensetzung und den Zustand zumindest eines Teils der Brennelementfragmente erhalten werden können. Es werden weitere Annahmen gemacht z. B., dass die Zusammensetzung aller Brennelementfragmente näherungsweise, dem beprobten bzw. inspizierten Teil entspricht. Mit der Menge der Brennelementfragmente sowie dem Wasseranteil als Parameter werden dann anhand von Modellrechnungen Neutronenmultiplikationsfaktoren, Neutronenquellstärken und Neutronenraten am Detektor berechnet. Daraus wird anschließend die gesuchte Korrelation zwischen Neutronenraten am Detektor und zu erwartenden Neutronenmultiplikationsfaktor abgeleitet. Die vorgestellte Methode wurde anhand einer Reihe unterkritischer Experimente getestet, wobei die Neutronenmultiplikationsfaktoren der experimentellen Anordnungen mit einer maximalen Abweichung von etwa 4,5 % ermittelt werden konnten.

Araki et al. /ARA 20/ betrachten dagegen den Einfluss von Heterogenität in der Zusammensetzung von Brennelementfragmenten und Beton auf den Neutronenmultiplikationsfaktor. Dazu untersuchen Araki et al. anhand eines vereinfachten Modells unterschiedlich statistisch modellierte heterogene Strukturen in der Mischung von Brennelementfragmenten und Beton. Die Größe dieser Strukturen wurde mittels einer $1/f^\beta$ -Parametrisierung beschrieben und für verschiedene Parameterwerte jeweils eine größere Anzahl an konkreten Rechenmodellen mit entsprechenden Verteilungen von Brennelementfragmenten und Beton erstellt. Die Neutronenmultiplikationsfaktoren der so erzeugten Rechenmodelle wurden bestimmt und ihre Verteilung in Abhängigkeit der betrachteten Parameterwerte statistisch untersucht. Im Resultat zeigen die Untersuchungen, dass die Verteilung der Neutronenmultiplikationsfaktoren von den betrachteten Parameterwerten abhängt. Weitere Untersuchungen sollen folgen.

Von Bowen und Greene /BOW 20/ wurde in einem Beitrag Vergleichsrechnungen von unterkritischen Limits verschiedener homogener Gemische von ^{233}U , ^{235}U oder ^{239}Pu -Verbindungen mit Wasser oder in Metallform mit denjenigen Werten des US-amerikanischen Standards ANSI/ANS-8.1-2014 diskutiert. Für diesen Standard sollen neue unterkritische Limits ermittelt und Limits für weitere Fälle hinzugefügt werden, was auf Skepsis bei der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde stößt. Der Vergleich soll daher die Qualität der berechneten Limits bzw. Abweichungen zu den derzeit in ANSI/ANS-8.1-2014 enthaltenen Werten aufzeigen. Insgesamt können Bowen und Greene rund 85 % der Werte in ANSI/ANS-8.1-2014 durch ihre Berechnungen im Rahmen von etwa Abweichungen von weniger als 5 % bestätigen. Für die übrigen 15 % der Limits, insbesondere für ^{233}U und niedrig angereicherte Uranylнитratlösungen, beobachten sie dagegen größere Abweichungen.

In zwei Beiträgen, eingereicht von Hoefler et al. /HOE 20/ und Lovecky et al. /LOV 20/, wurden Kritikalitätssicherheitsanalysen vorgestellt. Hoefler et al. zeigen in ihrem Beitrag die Verwendung von Abbrandkredit für die konkrete Sicherheitsanalyse der Erweiterung des Zwischenlagerbeckens des schweizerischem Kernkraftwerks Gösgen. Sie diskutieren in ihrem Beitrag insbesondere das Heranziehen von Isotopenkorrekturfaktoren, um die Unsicherheiten in der Berechnung des Nuklidinventars des bestrahlten Brennstoffs adäquat zu berücksichtigen. Darüber hinaus beschreiben sie die Modellierung abdeckender Abbrandprofile für die bestrahlten Brennelemente, um durch deren Verwendung die reaktivste Brennstoffanordnung in der Analyse zu betrachten. Als Ergebnis leiten sie

Mindestabbrandwerte für Brennelemente ab, ab denen die Brennelemente in die analysierte Region des Zwischenlagerbeckens eingebracht werden dürfen.

Lovecky et al. /LOV 20/ diskutieren eine generische Analyse anhand eines vereinfachten Transport- und Lagerbehältermodells. Dieses Behältermodell ist dabei so ausgelegt, dass Unterkritikalität durch festintegriertes Absorbermaterial und einem Mindestabbrand der Brennelemente gewährleistet ist. In ihrer Analyse betrachteten Lovecky et al. den Vergleich des in Form von Platten zwischen die Brennelementpositionen fest im Behälter integriert Absorbermaterials BORAL mit verschiedenen Absorbermaterialien, die in Form von Stäben in die Steuerstabführungsrohre der Brennelemente eingebracht werden. Ihre Analyse zeigt, dass Absorberstäbe in den Steuerstabführungsrohre der Brennelemente sehr effektiv zu einer Reduzierung des Neutronenmultiplikationsfaktors führen können. Durch eine entsprechende Anzahl an eingebrachten Absorberstäben können die Absorberplatten zwischen den Brennelementpositionen vollständig ersetzt werden. Bei maximaler Anzahl an Absorberstäben kann sogar auf den Mindestabbrand für die Brennelemente verzichtet werden, so dass allein die eingebrachten Absorberstäbe zu Sicherstellung der Unterkritikalität ausreichend sind.

In ihrem Beitrag behandeln Kai et al. /KAI 20/ die Problematik, dass bei der Verwendung von kritischen Experimenten z. B. zur Validierung von Kritikalitätsrechnungen oder zur Anpassung von Wirkungsquerschnitten, einzelne Experimente im Validierungs- oder Anpassungsprozess zu konträren Resultaten gegenüber der Mehrheit der Experimente führen. Ein Grund, weshalb diese Experimente zu konträren Resultaten führen, ist in der Regel nicht eindeutig zu identifizieren. Daher werden solche Experimente zumeist für den Validierungs- oder Anpassungsprozess verworfen. Zur systematischeren Identifizierung solcher Experimente schlagen Kai et al. in ihrem Beitrag die Verwendung einer sog. Cross-Evaluation-Methode vor, bei der die Differenzen aus nachgerechnetem und experimentellem Neutronenmultiplikationsfaktor einer Gruppe hinreichend ähnliche Experimente statistisch miteinander verglichen werden. Experimente, die eine deutliche Abweichung in der Differenz aus nachgerechnetem und experimentellem Neutronenmultiplikationsfaktor gegenüber dem statistischen Verhalten der übrigen Experimente aufweisen, sind dann potenzielle Kandidaten, die zu den genannten konträren Resultaten in Validierungs- oder Anpassungsprozessen führen können. In ihrem Beitrag demonstrieren Kai et al. die vorgeschlagene Methode am Beispiel eines Satzes aus kritischen Experimenten mit hochangereichertem Uran in metallischer Form, können im

Rahmen ihres Beispiels aber kein Experiment mit abweichendem Verhalten identifizieren.

Neben den direkten Beiträgen zur Kritikalitätssicherheit, wurden auch eine Reihe von Beiträgen zu nuklearen Daten, d. h. Wirkungsquerschnitte, thermische Streudaten, Zerfallsdaten, etc., eingereicht. Da die nuklearen Daten Eingangsgrößen in Kritikalitätsrechnungen sind, sind auch diese Beiträge im Zusammenhang mit dem Thema Kritikalitätssicherheit von Interesse. Diskutiert wurden in diesen Beiträgen u. a. Analysen mit der aktuellen Wirkungsquerschnittsbibliothek ENDF/B-VIII und Vergleiche mit experimentellen Ergebnissen. So z. B. diskutierten Ferrer und Rhodes /FER 20/ die Nachrechnungen von kritischen Experimenten mit CASMO5, sowie Ichou und Dechenaux /ICH 20/ die Nachrechnungen von radiochemischen Nachbestrahlungsproben mit VESTA 2.2.0. Czakoj et al. /CZA 20/ sowie Shaw et al. /SHA 20/ präsentierten Nachrechnungen ausgewählter kritischer Experimente, mit denen sie insbesondere die neu evaluierten Wirkungsquerschnittsdaten von Silizium bzw. Kupfer überprüfen konnten. Im Ergebnis zeigen diese Arbeiten, dass mit der aktuellen Wirkungsquerschnittsbibliothek ENDF/B-VIII in der Regel gleich gute oder sogar bessere Übereinstimmungen zwischen errechneten Werten und experimentellen Messungen als mit älteren Wirkungsquerschnittsbibliotheken erzielt werden können. Insbesondere in Fällen, in denen mit älteren Wirkungsquerschnittsbibliotheken deutliche Abweichungen zu experimentellen Ergebnissen auftraten, konnten zumeist merkliche Verbesserungen in der Übereinstimmung mit den experimentellen Werten erreicht werden.

Darüber hinaus diskutieren einige Beiträge neuere Wirkungsquerschnittsmessungen verschiedener Isotope sowie Modelle zur (theoretischen) Ableitung nuklearer Daten, insbesondere thermischer Streudaten unterschiedlicher Verbindungen. So stellten Zerkle et al. /ZER 20/ die Evaluierung von thermischen Streudaten von Yttriumhydrid oder Zhu et al. /ZHU 20/ die Evaluierung von flüssigem FLiBe vor. Henning et al. /HEN 20/, Leal et al. /LEA 20/ und Duhamel et al. /DUH 20/ diskutierten dagegen Messungen bzw. neue Evaluierungen von Wirkungsquerschnittsdaten von Wolfram, ^{239}Pu bzw. Molybdän. Des Weiteren werden in einige Beiträgen auch neuere Experimente bzw. deren Auswertung vorgestellt, so von Sano et al., /SAN 20/ die Experimente am Kyoto University Critical Assembly (KUCA) mit Thorium vorstellten.

Die übrigen Themenfelder der Konferenz behandelten, wie oben bereits angesprochen, vornehmlich reaktorbezogene Fragestellungen. Dabei werden neben Analysen zu den gängigen Leichtwasserreakortypen, aber auch in einer Vielzahl von Beiträgen

Konzepte, Analysen und Analysemethoden zu Small Modular Reactors, Salzschmelze-Reaktoren oder auch schnellen Reaktoren diskutiert. Die jeweils vorgestellten Analyse- und Simulationsmethoden gehen dabei vielfach auf Weiterentwicklungen bestehender Codes und Rechensysteme für diese Reaktortypen ein oder demonstrieren deren Anwendbarkeit auf diese speziellen Reaktortypen. Hierbei stehen im Wesentlichen Codes zur Analyse des Reaktorkerns im Vordergrund. Weitere in diesem Zusammenhang diskutierte Aspekte sind die Kopplungen von Thermohydraulik- und Neutronentransportcodes, sei es als Weiterentwicklungen oder als Anwendungen.

Die Codeweiterentwicklungen dienen dabei oft einer pinweisen Reaktorkernberechnung oder der Verwendung verfeinerter bzw. beliebiger Geometrien. Dies schließt auch methodische Weiterentwicklungen zur Ermöglichung solcher Rechnungen bzw. zu deren Beschleunigung mit ein. Insbesondere im Fall von Neutronentransportcodes, sowohl bei den deterministischen als auch den Monte Carlo-basierten Codes, sind solche Weiterentwicklungen bis hin zu pinweisen Ganzkernsimulationen zu beobachten.

Generell ist der Trend zu detaillierteren Modellierungen, z. B. pinweisen Reaktorkernberechnungen, zu Ganzkernberechnungen und sog. Multiphysics-Analysen bei einer Vielzahl der eingereichten Beiträge zu den unterschiedlichsten Fragestellungen zu beobachten.

7.2 Webinar on Accident Tolerant Fuels and Their Impact on Spent Fuel Management

Am 2. Dezember 2020 wurde von der IAEA das Online-Seminar *Webinar on Accident Tolerant Fuels and Their Impact on Spent Fuel Management* live übertragen, das sich mit den potentiellen Auswirkungen des Einsatzes von *Accident Tolerant Fuels* (ATF) auf die gängige Praxis der Entsorgung bestrahlter Kernbrennstoffe beschäftigte. Das Seminar dauerte 90 Minuten, und kann im Nachgang als Aufnahme auf der Website der IAEA heruntergeladen werden /IAEA 20a/. Die Foliensätze wurden mittlerweile online gestellt /IAEA 22/. Im Anschluss an das Webinar fand eine kurze Fragerunde durch die Zuschauer per Online-Chat statt.

7.2.1 Zusammenfassung der Vorträge

Nach einer kurzen Einführung wurden nacheinander drei Präsentationen gegeben.

David Hambley (NNL, UK) zeigte zunächst auf, welche Arten von ATF Materialien, insbesondere auch aus der Perspektive der UK (*UK perspective*), relevant sein werden. Bei der Hüllrohrmaterialien nannte er beschichtete Zirkonium-Materialien (insb. Chrom-Beschichtung; ZrCr), Eisen-Chrom-Aluminium (FeCrAl), sowie Siliciumcarbid-basierte Materialien (SiC). Bei den Brennstoffmaterialien nannte er *Doped UO₂* und *Advanced UO₂* (welche z. T. seit längerem im kommerziellen Einsatz seien), sowie *High Density Fuel* (HDF) wozu z. B. Uransilizid U₃Si₂ oder Uran-Molybdän-Legierungen UMo gehören. Diese weisen eine höhere Urandichte als Urandioxid UO₂ auf. Im Hinblick auf die Etablierung bestimmter ATF-Konzepte sei ein spezieller Fokus auf ökonomische Aspekte zu richten, wozu neben Herstellungskosten speziell erzielbare höhere Abbrände gehörten.

Im Rahmen der Entsorgung wurden grundsätzlich Aspekte der Zwischenlagerung (nass und trocken), der Endlagerung sowie einer optionalen Wiederaufarbeitung betrachtet. Im Hinblick auf diese Entsorgungsbausteine wurden seitens der Hüllrohrmaterialien ZrCr und FeCrAl als unproblematisch bezeichnet, bzw. seien sie nur mit kleineren über herkömmliche Materialien hinaus gehenden Unsicherheiten verbunden. Diese Unwägbarkeiten seien handhabbar. Bei SiC sei diesbezüglich noch eine umfangreichere, systematische Evaluierung erforderlich bevor abschließende Aussagen getroffen werden könnten. Für die meisten ATF-Brennstoffe würden keine nennenswerten Auswirkungen auf bestehende Entsorgungskonzepte erwartet. Bei den unterschiedlichen HDF sei dies jedoch abhängig von ihrer genauen Zusammensetzung, und speziell bei Kontakt dieser Materialien mit Luft oder Wasser, insbesondere unter Endlagerbedingungen, unterschiedlich. Deren Verhalten könne variieren und erfordere noch dedizierte Untersuchungen.

Michael Veshchunov (IAEA) gab einen Überblick über die IAEA *Coordinated Research Projects* (CRP) ACTOF (beendet) und ATF-TS (angelaufen). Speziell die Ergebnisse der Unterpunkte von ACTOF sowie die Teilnehmer wurden diskutiert, und es wurde auf den Abschlussbericht TECDOC-1921 verwiesen /IAEA 20b/. Experimentelle Untersuchungen an verschiedenen Instituten, z. B. am KIT in Deutschland, bildeten einen Schwerpunkt. Auf ATF-TS wurde ein Ausblick gegeben; das CRP sei zwar bereits angelaufen, ein Einstieg weiterer Teilnehmer sei dennoch möglich. Auch in diesem Vortrag wurde der Fokus auf die Hüllrohrmaterialien (s. o.) ZrCr, FeCrAl und mit Einschränkungen auch

auf SiC gelegt. Spezielle Aspekte der künftigen Entsorgung von bestrahlten ATF wurden nicht schwerpunktmäßig angesprochen.

Aladar Csontos (EPRI, USA) stellte Untersuchungen und Forschungsarbeiten des EPRI zu den verschiedenen ATF heraus. Insbesondere hat die USNRC inzwischen vorläufige Richtlinien zur Genehmigung von ZrCr ATF publiziert /NRC 20/. Wirtschaftliche Untersuchungen des EPRI zeigen auf, dass sich durch den Einsatz von ATF mit den damit verbundenen höheren Abbränden in USA eine Reduzierung der Abfallmengen um 20% und eine Kostenersparnis von insgesamt 3,5 Mrd. US-\$ erreichen ließe. Zur Entsorgung wurde auf einen dedizierten Workshop zu ATF im Rahmen der EPRI ESCP Treffen, zuletzt im November 2019, hingewiesen. Auch in diesem Vortrag wurden die bereits oben angesprochenen ATF Konzepte als die für in der künftigen Praxis als relevant zu erwartenden eingestuft.

Hinsichtlich der Entsorgung seien durch die neuen Hüllrohrmaterialien keine bzw. keine größeren Auswirkungen zu erwarten. Allerdings wiesen die Konzepte z. T. Anfangsanreicherungen $> 5,0\%$ ^{235}U auf, sowie deutlich höhere Abbrände als derzeit realisiert. Dies impliziere erhöhte Anforderungen an den Kritikalitätssicherheitsnachweis (Abbrandkredit, *burn-up credit*), die Abschirmung ionisierender Strahlung, sowie die Abfuhr der Zerfallswärmeleistung in allen Stadien der Entsorgung. Gerade letzteres sei die Hauptherausforderung bei der Entsorgung von ATF in der Praxis. Dies gelte technisch wie genehmigungsseitig. Eine weitere wichtige Frage sei, welche Daten für eine Einschätzung und Bewertung der ATF erforderlich seien bzw. werden würden, und wie man diese Daten bestimmen könne. Die potentiellen Brennstoffe von *Small Modular Reactor* (SMR) Konzepten wurden kurz angesprochen.

7.2.2 Bewertung

Das Seminar beschäftigte sich, trotz des Fokus auf Entsorgung im Titel, viel mit allgemeinen Eigenschaften von und Anforderungen an ATF. Entsorgungsaspekte wurden z. T. nur am Rande betrachtet. Dies deutet plausibler Weise darauf hin, dass bei der derzeitigen Entwicklungsphase der ATF der Schwerpunkt noch auf der Herstellung und dem Einsatz im Kraftwerk liegt, und die Entsorgung (noch) nicht im Mittelpunkt steht.

Die als praktisch relevant bezeichneten Konzepte aus der Vielzahl an international diskutierten ATF, v. a. Hüllrohre aus ZrCr, FeCrAl und SiC-basiert, decken sich mit der bisherigen Einschätzung der GRS. Besondere Herausforderungen bei der Entsorgung

dieser Materialien wurden nicht identifiziert. ATF werden für Betreiber wirtschaftlich interessant und relevant durch die Erzielbarkeit höherer Abbrände als bei derzeitigen herkömmlichen Brennelementen. Dies erfordert u. U. höhere Anfangsanreicherungen als bisher. Es ist – laut den Erkenntnissen dieses Webinars – zu erwarten, dass die sich daraus ergebenden Implikationen einen höheren Einfluss auf die Entsorgung dieser Brennelemente im Vergleich zu bisherigen Brennelementen haben werden als die gewählten Materialien der ATF-Konzepte selbst direkt. Aus Sicht der GRS erscheint dies nachvollziehbar. Weitere Untersuchungen speziell im Bereich der Zwischen- und Endlagerung der ATF werden erforderlich sein, um dies abschließend einzuschätzen.

8 Zusammenfassung

Für belastbare Störfallanalysen und Sicherheitsbewertungen kerntechnischer Anlagen ist die Verfügbarkeit aktueller Methoden, Verfahren und Datengrundlagen auf dem Stand von Wissenschaft und Technik unerlässlich. Für Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung bedeutet dies insbesondere physikalisch-technische Prozessabläufe sowie die nukleare Sicherheit hinsichtlich der Einhaltung der Unterkritikalität.

In diesem Zusammenhang wurden die Teile A und D des seit längerem von der GRS erstellten „Handbuch zu Störfallanalysen für Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung“ überarbeitet und erweitert.

Weiterhin erstellt und pflegt die GRS seit geraumer Zeit das „Handbuch zur Kritikalität“, dessen Band II, bestehend aus zwei Teilen, im Rahmen dieses und früherer Vorhaben einer weiteren Revision unterzogen wurde und als englische Version veröffentlicht wird. Zusätzlich wurde eine elektronische Version des Handbuchs erstellt, die eine computer-gestützte Anzeige der Daten mit Hilfe einer graphischen Oberfläche erlaubt.

Die Implementierung, Validierung und Bewertung aktueller numerischer Rechenverfahren erfolgte zum einen durch das Überprüfen der Anwendbarkeit von FISPACT-II (Version 4.0), zum anderen durch die aktive Teilnahme an dem Rechenbenchmark „Bias an Correlated Data, Comparison of Method“ der WPNCS der OECD-NEA.

Der in früheren Vorhaben begonnene Literaturbericht zu innovativen Kernbrennstoffkonzepten wurde fortgeschrieben. Neben einer Erweiterung um die Methode des Pyroprocessings auf dem Gebiet der Actinoidenverbrennung, Partionierung und Transmutation wurden die Herstellungsverfahren von Accident Tolerant Fuels recherchiert. Zudem wurden die chemotoxischen Gefahren im Brennstoffkreislauf beleuchtet und zusammengefasst.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Schematischer Aufbau der für das Störfallszenario postulierten Schleifmaschine	44
Abb. 3.2	Prinzipieller Aufbau des Schleifmoduls einer Durchgangsschleifmaschine für eine Außenrundbearbeitung	45
Abb. 3.3	Schematischer Ablauf des postulierten Schadenszenarios	49
Abb. 3.4	Die ersten drei Funktionseinheiten des betrachteten, generischen Gesamtprozesses <i>Pelletschleifen</i>	62
Abb. 3.5	Vereinfachte Systemdarstellung der Schleifstation und der zugehörigen infrastrukturellen Systeme und Funktionseinheiten.....	70
Abb. 3.6	Abfolge der Einzelereignisse als Botton-up-Darstellung inkl. Kurzbezeichnung der einzelnen Ereignisse	91
Abb. 3.7	Darstellung des postulierten Ereignisbaums für das ausgewählte Ereignisszenario	93
Abb. 3.8	Grobüberblick über die Ereignisse zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in der Sektion Schleifmaschine sowie Abluftsystem.....	97
Abb. 3.9	Fortführung zu Abb. 3.8: Ereignisse im Bereich der Pellet-Zuförderung des Schleifprozesses.....	97
Abb. 3.10	Fortführung zu Abb. 3.8: Verlust mechanischer Integrität von Pellets im Bereich der Abförderung	99
Abb. 3.11.	Fortführung zu Abb. 3.8: Freisetzungen im Bereich des Pellet-Schleifens	101
Abb. 3.12	Fehlerbaum mit dem Ausgangsterm <i>2geringfügige Freisetz</i> als Verbindung zum gleichnamigen Eingangsterm der Abb. 3.11., rechte Seite	104
Abb. 3.13	Fortführung zu Abb. 3.11., <i>1Filter</i> mit Raumabluft, sowie <i>Absaugung Einhausung Schleifmaschine</i> bis Übergabepunkt zum Abluftkamin	107
Abb. 4.1	Kritische Kugelmasse für Urandioxid-Thoriumdioxid	123
Abb. 4.2	Mögliche Wege zur Produktion von Plutoniumdioxid (Pu(IV)O ₂) aus Plutonium-(IV)-Oxalat-Hexahydrat nach /ORR 15/.....	124
Abb. 4.3	Kritische Kugelmassen für Plutonium-Oxalat	128
Abb. 4.4	ICI-001: Abfolge der Plättchen der Testregion /NEA 19/	130

Abb. 4.5	ICI-001: Abmessungen der Thorium- und Uranplättchen /NEA 19/.....	131
Abb. 4.6	HMF-068: Axiale Anordnung der Plättchen /NEA 19/.....	132
Abb. 4.7	HMF-068, KBR-22: Radiale Anordnung der Rohre der Kernzone und der Reflektorzone	133
Abb. 4.8	HMF-068, KBR-23: Radiale Anordnung der Rohre der Kernzone und der Reflektorzone	134
Abb. 4.9	Ergebnisse der Nachrechnung kritischer Benchmark-Experimente.....	136
Abb. 4.10	Vergleich zwischen historischen (1974) und neuen Daten (2021) des kritischen Zylinderdurchmesser und der kritischen Schichtdicke von UO ₂ -ThO ₂ -Mischungen	138
Abb. 4.11	Vergleich zwischen historischen (1977) und neuen Daten (2021) der kritischen Kugelmasse und des kritischen Kugelvolumens von Plutonium-Oxalat	140
Abb. 4.12	Vergleich zwischen historischen (1977) und neuen Daten (2021) des kritischen Zylinderdurchmessers und der kritischen Schichtdicke von Plutonium-Oxalat	142
Abb. 4.13	Vergleich zwischen historischen (1977) und neuen Daten (2021) von k_{inf} von Plutonium-Oxalat	143
Abb. 4.14	HDF5 Datenbank geöffnet in HDFView für die kritische Kugelmasse von ²³⁵ U- ²³⁸ U-Wasser; U-Metall.....	146
Abb. 4.15	Anwendungsdiagramm der useCases für die GUI HBcrit.....	151
Abb. 4.16	HBcritGUI Grundstruktur.....	153
Abb. 4.17	HBcritGUI - Auswahl der Daten	155
Abb. 4.18	HBcritGUI – Anzeigefenster.....	157
Abb. 4.19	HBcritGUI – Details der Rechnung	159
Abb. 5.1	Korrelationsmatrix zwischen den berechneten k_{eff} -Werten aufgrund von Unsicherheiten in den nuklearen Daten.....	167
Abb. 5.2	Korrelationsmatrizen der experimentell bestimmten k_{eff} -Werte der Benchmark-Experimente aufgrund von experimentellen Unsicherheiten für die drei betrachteten Fälle.....	168
Abb. 5.3	Prior-Verteilungsfunktion und Posterior-Verteilungsfunktionen für den Fall 31 des Benchmarks	172

Abb. 5.4	Bias-korrigierte Multiplikationsfaktoren für die verschiedenen Testfälle für den ersten Betrachtungsfall mit $\sigma_{exp} = 10^{-2}$	174
Abb. 5.5	Bias-korrigierte Unsicherheit σ_{keff} der Multiplikationsfaktoren für die verschiedenen Testfälle für den ersten Betrachtungsfall mit $\sigma_{exp} = 10^{-2}$..	176
Abb. 5.6	Bias-korrigierte Multiplikationsfaktoren für die verschiedenen Testfälle für den zweiten Betrachtungsfall mit $\sigma_{exp} = 10^{-3}$	180
Abb. 5.7	Bias-korrigierte Unsicherheit σ_{keff} der Multiplikationsfaktoren für die verschiedenen Testfälle für den zweiten Betrachtungsfall mit $\sigma_{exp} = 10^{-3}$	181
Abb. 5.8	Vergleich der Nuklidkonzentrationen ausgewählter Nuklide einer aktivierten Baryt-Betonprobe zwischen GRSAKTIV und FISPACT	184
Abb. 5.9	Aufbaupfade für ^{36}Cl in der Darstellung von FISPACT-II	185
Abb. 5.10	Beitrag verschiedener Spaltprodukte zur Nachzerfallsleistung einer bestrahlten Brennstoffprobe dargestellt in einem Ausschnitt der Nuklidkarte.....	186
Abb. 6.1	Schematische Darstellung des französischen Fluorid-Flüssig-Flüssig-Extraktionsprozesses mit den beiden Flüssigsalz-Extraktionszyklen.....	194
Abb. 6.2	Schematische Darstellung des russischen DOVITA-Prozesses	198
Abb. 6.3	Übersicht über den in der Tschechischen Republik entwickelten <i>Fluoride Volatility Prozess</i> nach /SKA 20/	200
Abb. 6.4	Schematische Darstellung der Behandlung bestrahlter Kernbrennstoffe mit dem LKE- <i>Electrorefining</i> -Prozess in Korea nach /LEE 11/.....	202
Abb. 6.5	Schematische Darstellung der Prozessansätze, die in den EU FP7 ACSEPT und SACSESS-Projekten entwickelt wurden	205
Abb. 6.6	Ausgewählte Aluminium-Kathoden mit abgeschiedenen Aktinoiden nach dem Einsatz im <i>Elektrorefining</i> in LKE.....	206

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	What-If: Funktion: Ermittlung des Befüllungsgrades Behälter beim Wiegevorgang über eine Messung des Gesamtgewichtes	35
Tab. 3.1	Merkmale von typischen Zuverlässigkeitsanalyseverfahren	54
Tab. 3.2	What-If Abfragen zu der generischen Funktionseinheit <i>Auskippen Pellets</i>	63
Tab. 3.3	What-If Abfragen zu der Funktionseinheit <i>Einreihen Pellets</i>	64
Tab. 3.4	What-If Abfragen zu der Funktionseinheit <i>Zufördern Pellets</i>	65
Tab. 3.5	Auswahl von in der Norm IEC 61882 gelisteten Leitworten nach /DIN 16b/	67
Tab. 3.6	HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-1/7: Auskippen Pellets aus Transportschiffchen, Sollfunktion: Vorstufe Zuführung Material zum Schleifprozess.....	77
Tab. 3.7	HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-2/7: Einreihen Pellets, Sollfunktion: Vorstufe Zuführung Material zum Schleifprozess.....	77
Tab. 3.8	HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-3/7: Zufördern Pellets, Sollfunktion: Zuführung Material zum Schleifprozess	79
Tab. 3.9	HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-4/7: Schleifen Pellets, Sollfunktion: Schleifprozess	80
Tab. 3.10	HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-5/7: Pufferung Pellets, Sollfunktion: Vorbereitung Wegführung Material vom Schleifprozess.....	83
Tab. 3.11	HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-6/7: Einreihen Pellets, Sollfunktion: Vorbereitung Wegführung Material vom Schleifprozess.....	83
Tab. 3.12	HAZOP-Matrizen für die Funktionseinheit I-7/7: Abförderung Pellets, Sollfunktion: Wegführung Material vom Schleifprozess.....	84
Tab. 3.13	HAZOP-Matrizen für die infrastrukturelle Funktionseinheit II-1/2: Raumabluft-Vorfilterung, Sollfunktion: Vorfilterung kontaminierter Raumabluft	85
Tab. 3.14	HAZOP-Matrizen für die infrastrukturelle Funktionseinheit II-2/2: Brandschutzklappe, Sollfunktion: binäre Regelung Raumabluft	86
Tab. 3.15	Schätzwerte der Eintrittswahrscheinlichkeiten der Funktionsfähigkeit bzw. der Fehlfunktion von Komponenten- / Teilsystemen, sowie des Vorhandenseins von kritischen Einwirkungsfaktoren	111

Tab. 4.1	Übersicht über die nachgerechneten Stoffsysteme	119
Tab. 4.2	Nachgerechnete Paare aus Uran-Thorium-Mischungsverhältnis und ²³⁵ U-Anreicherungen	121
Tab. 4.3	Werte des Multiplikationsfaktors k_{eff} und dessen Unsicherheit $\sigma_{k_{\text{eff}}}$ der Benchmarkmodelle	135
Tab. 4.4	Inhalt der Datenbank HBcritDB: Datensätze zu den Parameterkurven...	147
Tab. 4.5	Inhalt der Datenbank HBcritDB: Datensätze zu den Abbildungen	148
Tab. 4.6	Inhalt der Datenbank HBcritDB: Attribute zu den Abbildungen	149
Tab. 5.1	Ergebnisse für Betrachtungsfall 1	170
Tab. 5.2	Zusätzliche Rechnungen für Betrachtungsfall 1	171
Tab. 5.3	Ergebnisse für Betrachtungsfall 2	178
Tab. 5.4	Zusätzliche Rechnungen für Betrachtungsfall 2	179

Literaturverzeichnis

- /ABD 06/ Abdelouas, A.: Uranium Mill Tailings: Geochemistry, Mineralogy, and Environmental Impact. Elements, Bd. 2, Nr. 6, S. 335–341, DOI 10.21113/gselements.2.6.335, 2006.
- /ANA 22/ Anaconda: Anaconda Distribution. Erreichbar unter <https://www.anaconda.com/products/distribution>, abgerufen am 18. August 2022.
- /ANS 20/ American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /ARA 20/ Araki, S., Yamane, Y., Ueki, T., Tonoike, K.: Effect of β on effective multiplication factor in $1/f^\beta$ spectrum random system. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /BAK 02/ Bakker, K., Wijtsma, F., Bos, A., Mol, C., Rakhorst, H., Bretscher, M., Hofman, G., Snelgrove, J.: Using molybdenum depleted in sup ^{95}Mo in UMo fuel. Präsentation, Argonne National Laboratory, 9700 S.Cass Avenue, Argonne, IL 60439 (United States), 24. international meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR): San Carlos de Bariloche (Argentina), 2002.
- /BAS 09/ Basak, A.: AHWR300-LEU, Advanced Heavy Water Reactor with LEU-Th MOX Fuel. 2009.
- /BEH 19/ Behler, M., Hannstein, V., Sommer, F.: Temperaturabhängigkeit des Neutronenmultiplikationsfaktors k_{eff} für DWR-Brennelemente, GRS-Beitrag zum OECD/NEA Rechenbenchmark und weiterführende Rechnungen. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS, GRS-543: Garching, Juli 2019.

- /BEH 20/ Behler, M., Hannstein, V., Sommer, F.: Low Temperature Effects on PWR Fuel Assembly Criticality Calculations. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /BMU 97/ Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland in der Fassung vom Dezember 1996 (BAnz. 1997, Nr. 232a), zuletzt geändert 18. August 1997.
- /BMU 13/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Stellungnahme der Entsorgungskommission vom 14.03.2013 (ESK-Stresstest), ESK Stresstest für Anlagen und Einrichtungen der Ver- und Entsorgung in Deutschland Teil 1: Anlagen der Brennstoffversorgung, Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, Anlagen zur Behandlung bestrahlter Brennelemente. 207 S., März 2013.
- /BMU 14/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Empfehlung der Entsorgungskommission vom 13.03.2014, ESK-Leitlinien zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle. 11 S., März 2014.
- /BMUV 98a/Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Verbraucherschutz (BMUV): Bekanntmachung des Leitfadens Deterministische Sicherheitsanalyse zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, RS-Handbuch Kap. 3-74.2, Stand 12/98. BMUV S III 2, 6 S.
- /BMUV 05a/Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Verbraucherschutz (BMUV): Bekanntmachung des Leitfadens zur Durchführung der „Sicherheitsüberprüfung gemäß § 19a des Atomgesetzes – Leitfaden Probabilistische Sicherheitsanalyse –“ für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, RS-Handbuch Kap. 3-74.3, Stand 12/05. BMUV S III 2, 12 S.

- /BMUV 98b/Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Verbraucherschutz (BMUV): Bekanntmachung der Leitfäden zur Durchführung von Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, RS-Handbuch Kap. 3-74.1, Stand 12/98. BMUV S III 2.
- /BMUV 05b/Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Verbraucherschutz (BMUV): Sicherheitsanforderungen für Kernbrennstoffversorgungsanlagen vom April 1997 und Juni 2004, RS-Handbuch Kap. 3-11, Stand 06/05. BMUV S III 2, 58 S., 2005.
- /BMUV 14/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Reaktorsicherheit und Verbraucherschutz (BMUV): Leitlinien der Entsorgungskommission zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, BAnz AT 23.09.2014 B1. BMUV S III 2, 2014.
- /BOU 15/ Bourg, S., Geist, A., Narbutt, J.: SACSESS - The EURATOM FP7 project on actinide separation from spent nuclear fuels. Nukleonika, Bd. 60, Nr. 4, S. 809–814, 2015.
- /BOW 20/ Bowen, D., Greene, T.: Verification of Subcritical Limits in ANSI/ANS-8.1-2014. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHY-SOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /BUN 18/ Atomrechtliche Sicherheitsbeauftragten- und Meldeverordnung (AtSMV) zuletzt geändert 31. Dezember 2018; (Art. 20 VO vom 29. November 2018).
- /BUN 21/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz, AtG) zuletzt geändert 31. Oktober 2021; (Art. 2 G vom 10. August 2021).

- /BVwG 85/ Bundesverwaltungsgericht (BVerwG): Urt. v. 19.12.1985, Az.: BVerwG 7 C 65.82 "Wyhl-Entscheidung". 19. Dezember 1985.
- /BYC 08/ Bychkov, A.: International Workshop for Asian Nuclear Prospect. Kobe, Oktober 2008.
- /CAI 65/ Caithers, G. I., Bennett, M. R., Jolley, R. L., Oak Ridge National Laboratory (ORNL), TN. Chemical Technology Div.: The fused salt-fluoride volatility process for recovering uranium. 4, 4, 387–394, 37 S.: Ind. Eng. Chem. Process Des. Dev., 1. Oktober 1965.
- /CAR 65/ Carter, L. L., Richey, C. R., Hughey, C. E.: GAMTEC II, A Code for Generating GAMTEC II, A Code for Generating Consistent Multigroup Constants Utilized in Diffusion and Transport Theory Calculations. BNWL-35, 1965.
- /CHA 11/ Chadwick, M. B., Herman, M., Obložinský, P., Dunn, M. E., Danon, Y., Kahler, A. C., Smith, D. L., Pritychenko, B., Arbanas, G., Arcilla, R., Brewer, R., Brown, D. A., Capote, R., Carlson, A. D., et al.: ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data. Nuclear Data Sheets, Bd. 112, Nr. 12, S. 2887–2996, DOI 10.1016/j.nds.2011.11.002, 2011.
- /CRA 95/ Cramer, J. J.: The Cigar Lake Uranium Deposit: Analog Information for Canada's Nuclear Fuel Waste Disposal Concept, AECL-11204, COG-94-524, CA9600114. AECL, AECL, Nr. 11204, 38 S.: Pinawa, Canada, Mai 1995.
- /CZA 20/ Czako, J., Košťál, M., Losa, E., Rypar, V.: New validation of Si cross-section using silica sand. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /DIN 05/ DIN: Zuverlässigkeitsmanagement - Teil 3-1: Anwendungsleitfaden - Verfahren zur Analyse der Zuverlässigkeit - Leitfaden zur Methodik. DIN EN 60300-3-1:2005-05, 2005.

- /DIN 16a/ DIN: Kunststoffe - Dynamische Differenz-Thermoanalyse (DSC). DIN EN ISO 11357:2016, 2016.
- /DIN 16b/ Deutsches Institut für Normung (DIN) e.V.: HAZOP-Verfahren (HAZOP-Studien) Anwendungsleitfaden. DIN EN 61882:2016-02, Beuth Verlag: Berlin, 2016.
- /DUH 20/ Duhamel, I., Leclaire, N., Leal, L., Kimura, A., Nakamura, S.: Measurement, Evaluation and Validation of Molybdenum Cross Sections. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /DUV 08/ Duvieubourg-Garela, L., Vigier, N., Abraham, F., Grandjean, S.: Adaptable coordination of U(IV) in the 2D-(4,4) uranium oxalate network: From 8 to 10 coordinations in the uranium (IV) oxalate hydrates. Journal of Solid State Chemistry, Bd. 181, Nr. 8, S. 1899–1908, DOI 10.1016/j.jssc.2008.04.010, 2008.
- /ENG 18/ Mitchell, M.: Engauge Digitizer. Version 10.6, erreichbar unter <http://markummitchell.github.io/engauge-digitizer/>, abgerufen am 9. April 2018.
- /ESK 21/ Entsorgungskommission (ESK): Leitlinien für die Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Empfehlung der Entsorgungskommission. 37 S., 2021.
- /EUR 07/ Europäische Kommission: Siebtes Rahmenprogramm der Europäischen Gemeinschaft für Forschung, technologische Entwicklung und Demonstration (RP7). L 54/1 - 2006-12-30, 1. Januar 2007 bis 31. Dezember 2013.
- /FER 20/ Ferrer, R., Rhodes, J.: Generation and Initial Validation of a New CASMO5 ENDF/B-VIII.0 Nuclear Data Library. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.

- /FLE 18a/ Fleming, M., Sublet, J.-C., Kopecky, J.: Integro-Differential Verification and Validation, FISPACT-II and TENDL-2017 nuclear data libraries. UK Atomic Energy Authority, UKAEA-R(18)004, 532 S., Februar 2018.
- /FLE 18b/ Fleming, M., Sublet, J.-C.: Validation of FISPACT-II Decay Heat and Inventory Predictions for Fission Events. UK Atomic Energy Agency, UKAEA-R(18)003, 63 S., Februar 2018.
- /GAB 20/ Gabrielli Cossellu, M., Jan, M.: ATEX 2014/34/EU LEITLINIEN, Leitlinie zur Anwendung der Richtlinie 2014/34/EU des Europäischen Parlaments und des Rates vom 26. Februar 2014 zur Harmonisierung der Rechtsvorschriften der Mitgliedstaaten für Geräte und Schutzsysteme zur bestimmungsgemäßen Verwendung in explosionsgefährdeten Bereichen, ATEX 2014/34/EU Leitlinien - 3. Ausgabe - Mai2020. Hrsg.: Europäische Union (EU), 3. Aufl.: Brüssel, Stand vom Mai-2020, erreichbar unter https://www.bgrci.de/fileadmin/BGRCI/Downloads/DL_Praevention/Explosionsschutzportal/Dokumente/ATEX_2014-34-EU-Guidelines_3rd-Edition_dt_Fassung_2020.pdf, 2020.
- /GÄN 13/ Gänßmantel, G., Mayer, G., Wehrfritz, M.: Probabilistische Sicherheitsanalysen für Anlagen der Brennelementfertigung und der Anreicherung: Exemplarische Analyse eines repräsentativen Teilprozesses der Brennelementfertigung, Abschlussbericht zum Vorhaben 3610R03350. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-3702, 243 S., Juli 2013.
- /GEU 09/ Geupel S., Ellinger A., Wehrfritz M., Haider C.: Grundlagen für Störfallanalysen in nuklearen Versorgungsanlagen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-3530, Oktober 2009.
- /GIT 22/ Github: Pypact, A Python package for parsing FISPACT-II output. Erreichbar unter <https://github.com/fispact/pypact>, abgerufen am 24. August 2022.
- /GOO 94/ Goossens, M., Mittelbach, F., Samarin, A.: The LATEX Companion. Addison-Wesley. Reading: Massachusetts, 1994.

- /GRE 15/ Greenspan, E., Gorman, P. M., Bogetic, S., Seifried, J., Zhang, G., Varela, C. R., Fratoni, M., Vijic, J. J., Downar, T., Hall, A., et al.: Self-Sustaining Thorium Boiling Water Reactors, Reactor Concepts - Summary Report, Project No. 11-3023. Hrsg.: U.S. Department of Energy (DOE), Nuclear Energy University Programs (NEUP), 11-3023 NEUP, 28. Februar 2015.
- /GRS 09/ Kilger, R., Moser, E.-F., Behler, M.: Neuberechnung von kritischen Parametern und deren Validierung für das GRS "Handbuch zur Kritikalität", Ausgabe 2009, Abschlussbericht zum Vorhaben 3606R02536. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), GRS - A - 3532, Oktober 2009.
- /GRS 13/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS): Probabilistische Sicherheitsanalysen für Anlagen der Brennelementefertigung und Anreicherung: Exemplarische Analyse eines repräsentativen Teilprozesses der Brennelementefertigung, Abschlussbericht zum Vorhaben 3610R03350, GRS-A-3702. 2013.
- /GRS 15/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS): Handbuch zur Kritikalität, Band 1: Kritikalität und nukleare Sicherheit. GRS-379, ISBN 978-3-944161-60-0: Garching b. München, 2015.
- /GRS 19a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Handbuch zur Störfallanalyse von nuklearen Ver- und Entsorgungseinrichtungen, Teil A - Grundlagen der Störfallanalyse. GRS-507, ISBN 978-3-946607-92-2: Garching b. München, April 2019.
- /GRS 19b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Handbuch zur Störfallanalyse von nuklearen Ver- und Entsorgungseinrichtungen, Teil B - Physikalisch-chemische Grundlagen der Störfallanalyse. GRS-508, ISBN 978-3-946607-93-9: Garching b. München, Juli 2019.
- /GRS 19c/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Handbuch zur Störfallanalyse, Teil C, Auswertung der Betriebserfahrung von Vorkommnissen. GRS-509, ISBN 978-3-946607-94-6: Garching b. München, Juli 2019.

- /GRS 19d/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS): Handbuch zur Kritikalität, Band 2 - Zusammenstellung der Kritikalitätskenngrößen, Teil 1 - Daten für 235Uran, überarbeitete Auflage. GRS-380, ISBN 978-3-944161-61-7: Garching b. München, Juni 2019.
- /GRS 19e/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS): Handbuch zur Kritikalität, Band 2 - Zusammenstellung der Kritikalitätskenngrößen, Teil 2 - Daten für Plutonium, 233Uran und höhere Aktinoide, überarbeitete Auflage. GRS-381, ISBN 978-3-944161-62-4: Garching b. München, Juli 2019.
- /GRS 22a/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS): Criticality Handbook (Volume 2): Compilation of Criticality Parameters, Part 1: Data for 235Uranium. GRS-672, ISBN 978-3-949088-63-6: Garching b. München, August 2022.
- /GRS 22b/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS): Criticality Handbook (Volume 2): Compilation of Criticality Parameters, Part 2: Data for Plutonium, 233Uranium and Higher Actinides. GRS-673, ISBN 978-3-949088-64-3: Garching b. München, August 2022.
- /HAR 15/ Harp, J. M., Lessing, P. A., Hoggan, R. E.: Uranium silicide pellet fabrication by powder metallurgy for accident tolerant fuel evaluation and irradiation. Journal of Nuclear Materials, Bd. 466, S. 728–738, DOI 10.1016/j.jnucmat.2015.06.027, 2015.
- /HAY 20/ Hayashi, T., Nishioka, F., Endo, T., Yamamoto, A.: Estimated Criticality Lower-Limit Multiplication Factor of Low-Enriched Uranium Dioxide-Concrete System Using the Bootstrap Method. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /HDF 22a/ The HDF Group: The HDF5 library & file format. Erreichbar unter <https://www.hdfgroup.org/solutions/hdf5/>, abgerufen am 18. August 2022.

- /HDF 22b/ The HDF Group: HDF View. Erreichbar unter <https://www.hdfgroup.org/downloads/hdfview/>, abgerufen am 18. August 2022.
- /HEN 20/ Henning, G., Bacquias, A., Borcea, C., Boromiza, M., Capote, R., Des-sagne, P., Drohé, J.-C., Dupuis, M., Hilaire, S., Kawano, T., Kerveno, M., Negret, A., Nyman, M., Olacel, A., et al.: Measurement of $^{182,184,186}\text{W}$ (n, n' γ) cross sections and what we can learn from it. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /HES 95/ Hesse, U., Gewehr, K.: GRSAKTIV; Ein Programm zur Berechnung der Aktivierung von Brennelement- und Core-Bauteilen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-2249: Garching, 1995.
- /HOE 11/ Hoefler, A., Oliver Buss, Jens Christian Neuber: How confident can we be in confidence intervals for the computational bias obtained with the generalized linear least squares methodology?-a toy model analysis. Proc. International Conference on Nuclear Criticality (ICNC 2011), 2011.
- /HOE 15a/ Hoefler, A., Buss, O., Ivanova, T., Rearden, B. T., Marshall, W., Mennerdahl, D., Stuke, M.: Proposal for Benchmark Phase IV Proposal for Benchmark Phase IV Role of Integral Experiment Covariance Data for Criticality Safety Validation. Tech. rep., Working Party on Nuclear Criticality Safety. OECD Nuclear Energy Agency France, 2015.
- /HOE 15b/ Hoefler, A., Buss, O., Hennebach, M., Schmid, M., Porsch, D.: MOCABA: A general Monte Carlo–Bayes procedure for improved predictions of integral functions of nuclear data. Annals of Nuclear Energy, Bd. 77, S. 514–521, DOI 10.1016/j.anucene.2014.11.038, 2015.
- /HOE 19/ Hoefler, A., Buss, O., Schmid, M.: Applications of multivariate normal bayesian models in nuclear engineering. Nuclear Technology, 2019.

- /HOE 20/ Hoefer, A., Basler, M., Buss, O., Girardin, G., Jatuff, F., Meyer, L., Ornot, L., Rossbach, D., Stoll, W.: Introducing Burnup Credit for Expansion Stage 2 of the External Spent Fuel Pool at Gösgen NPP. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /HOE 21/ Hoefer, A., Stuke, M.: Specification of an Intercomparison Exercise on Bias and Correlated Data, Comparison of Methods, Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCs), Subgroup 11. OECD Nuclear Energy Agency (NEA), Juli 2021.
- /HOF 97/ Hofman, G. L., Walters, L. C., Bauer, T. H.: Metallic fast reactor fuels. Progress in Nuclear Energy, Bd. 31, Nr. 1-2, S. 83–110, DOI 10.1016/0149-1970(96)00005-4, 1997.
- /IAEA 93/ International Atomic Energy Agency: Uranium Extraction technology, TRS 359. IAEA, Technical report series, Bd. 1993, Nr. 359, 380 S.: Wien, 1993.
- /IAEA 95/ International Atomic Energy Agency: Manual on Safe Production, Transport, Handling and Storage of Uranium Hexafluoride. TECDOC Series: Vienna, 1995.
- /IAEA 08/ Giroux, M, Grygiel, J.-M, B. B., Masson, M., Storrer, F: The back-end of the fuel cycle in France: status and prospects. Spent fuel reprocessing options. International Atomic Energy Agency (IAEA), IAEA-TECDOC-1587, 79-100, 2008.
- /IAEA 12/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Experiences and trends of manufacturing technology of advanced nuclear fuels. IAEA-TECDOC-, Bd. 1686, 113 S., ISBN 978-92-0-132710-9, International Atomic Energy Agency: Vienna, 2012.

- /IAEA 20a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Accident Tolerant Fuels and Their Impact on Spent Fuel Management. Erreichbar unter <https://nucleus.iaea.org/sites/connect/SFMpublic/Webinars/Forms/Thumbnails.aspx>, abgerufen am 14. Dezember 2020.
- /IAEA 20b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Analysis of Options and Experimental Examination of Fuels for Water cooled Reactors with increased Accident Tolerance (ACTOF), Final Report of a Coordinated Research Project. IAEA-TECDOC-, Bd. 1921, 180 S., ISBN 978-92-0-114120-0, IAEA, 2020.
- /IAEA 22/ International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA Webinar on Accident Tolerant Fuels and Their Impact on Spent Fuel Management. National Nuclear Laboratory, erreichbar unter <https://nucleus.iaea.org/sites/connect/SFMpublic/Webinar%20on%20Accident%20Tolerant%20Fuels/DHambley%20-%20An%20Assessment%20of%20the%20Management%20of%20Advanced%20Fuels%20after%20Discharge.pdf>, Stand vom 4. April 2022.
- /ICH 20/ Ichou, R., Dechenaux, B.: On the validation of VESTA 2.2.0 using SFCOMPO chemical assay data. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /IEEE 84/ IEEE: IEEE Standard Graphic Symbols for Logic Functions. 91/91a-1984:1984, DOI 10.1109/IEEESTD.1984.7896954, IEEE: Piscataway, NJ, USA, 1984.
- /IFA 20/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Molybdän(VI)-fluorid. Erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=122724>, abgerufen am 10. August 2022.

- /IFA 21a/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Uranverbindungen. 4 S., Stand vom 7. Mai 2021, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=082950>, 2021.
- /IFA 21b/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Arsen(III)-oxid. Stand vom 7. Mai 2021, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=002100>, 2021.
- /IFA 21c/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt n-Hexan. Bd. 510789, 9 S., Stand vom 7. Mai 2021, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=510789>, 2021.
- /IFA 21d/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Nitrose Gase. 9 S., Stand vom 7. Mai 2021, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=496598>, 2021.
- /IFA 21e/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Bleiverbindungen. 10 S., Stand vom 7. Mai 2021, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=082810>, 2021.
- /IFA 21f/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Kaliumdichromat - $K_2Cr_2O_7$. 14 S., Stand vom 7. Mai 2021, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=005280>, 2021.
- /IFA 21g/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Cadmiumverbindungen. 14 S., Stand vom 5. Juli 2021, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=082820>, 2021.

- /IFA 21h/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Selenige Säure - H_2SeO_3 . 11 S., Stand vom 7. Mai 2021, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=005110>, 2021.
- /IFA 22a/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Uran. 14 S., Stand vom 9. August 2022, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=007920>, 2022.
- /IFA 22b/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Uran-dioxid - UO_2 . 14 S., Stand vom 9. August 2022, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=004740>, 2022.
- /IFA 22c/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Uranhexafluorid - UF_6 . 18 S., Stand vom 9. August 2022, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=490493>, 2022.
- /IFA 22d/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Urantetrafluorid - UF_4 . 7 S., Stand vom 5. August 2022, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=123616>, 2022.
- /IFA 22e/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Uranylnitrat - $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$. 16 S., Stand vom 5. August 2022, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=005530>, 2022.
- /IFA 22f/ Institut für Arbeitsschutz der Deutschen Gesetzlichen Unfallversicherung (IFA) (Hrsg.): Gefahrstoffinformationssystem GESTIS, Stoffdatenblatt Wasserstoff - H_2 . 17 S., Stand vom 9. August 2022, erreichbar unter <https://gestis.dguv.de/data?name=007010>, 2022.

- /JEN 64/ Jenkins, I. L., Waterman, M. J.: The thermal decomposition of hydrated plutonium(IV) oxalates. *Journal of Inorganic and Nuclear Chemistry*, Bd. 26, Nr. 1, S. 131–137, DOI 10.1016/0022-1902(64)80239-6, 1964.
- /JEN 65/ Jenkins, I. L., Moore, F. H., Waterman, M. J.: X-ray powder crystallographic data on plutonium and other oxalates—II. *Journal of Inorganic and Nuclear Chemistry*, Bd. 27, Nr. 1, S. 81–87, DOI 10.1016/0022-1902(65)80194-4, 1965.
- /KAI 20/ Kai, F., Fu, L., Jiangmeng, W., Yanpeng, Y., Lingli, S., Sanbing, W., Qilin, X.: Cross-Evaluation of the Highly Enriched Metal Uranium Fast Criticality Experiments. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): *Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future*, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /KAU 20/ Kauric, G., Walter, O., Beck, A., Schacherl, B., Dieste Blanco, O., Vigier, J.-F., Zuleger, E., Vitova, T., Popa, K.: Synthesis and characterization of nanocrystalline U1-Pu O2(+) mixed oxides. *Materials Today Advances*, Bd. 8, S. 100105, DOI 10.1016/j.mtadv.2020.100105, 2020.
- /KIL 13/ Kilger, R., Bock, M., Rowold, F., Hannstein, V., Behler, M., Moser, E.-F.: Bereitstellung von Daten und Methoden zur Beurteilung der Sicherheit bei der nuklearen Ver- und Entsorgung sowie innovativer Kernbrennstoffkonzepte, Abschlussbericht zum Vorhaben 3610R03350. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH (GRS), GRS-A-3701, 251 S.: Garching b. München, März 2013.
- /KIL 16/ Kilger, R., Peters, E., Sommer, F., Moser, E.-F., Keßen, S., Stuke, M.: Weiterentwicklung von Methoden und Datengrundlagen zu Sicherheits- und Störfallanalysen für Anlagen der nuklearen Ver- und Entsorgung sowie Aktualisierung und Überprüfung von Rechenmethoden zu nuklearen Sicherheitsanalysen, Abschlussbericht. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), GRS-420, 222 S., ISBN 978-3-946607-02-1, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 2016.

- /KIM 13/ Kim, Y.: Status of SFR Development in Korea. Präsentation, International Atomic Energy Agency (IAEA): Paris, France, 2013.
- /KIM 15/ Kim, D.-J., Rhee, Y. W., Kim, J. H., Kim, K. S., Oh, J. S., Yang, J. H., KOO, Y.-H., Song, K.-W.: Fabrication of micro-cell UO₂-Mo pellet with enhanced thermal conductivity. *Journal of Nuclear Materials*, Bd. 462, S. 289–295, DOI 10.1016/j.jnucmat.2015.04.003, 2015.
- /KIM 16/ Kim, H.-G., Yang, J., Kim, W.-J., KOO, Y.-H.: Development Status of Accident-tolerant Fuel for Light Water Reactors in Korea. *Nuclear Engineering and Technology*, Bd. 48, Nr. 1, S. 1–15, DOI 10.1016/j.net.2015.11.011, 2016.
- /KOP 00/ Kopka, H.: LaTeX. Addison-Wesley scientific computing, 3. Aufl., XXII, 521 S., ISBN 3-8273-1557-3, Addison-Wesley: Bonn [u.a.], 2000.
- /KUM 13/ Kumar, A.: Development, Fabrication and Characterization of Fuels for Indian Fast Reactor Programme. Präsentation, International Atomic Energy Agency: Vienna (Austria), 2013.
- /LAT 65/ Lathrop, K. D.: DTF IV, A FORTRAN IV Program for Solving the Multigroup Transport Equation with Anisotropic Scattering. LA-3373, 1965.
- /LEA 20/ Leal, L., Leclaire, N., Duhamel, I.: Resonance Evaluation of ²³⁹Pu in the Resonance Region up to 4 keV. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): *Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future*, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /LEE 11/ Lee, H.-S., Park, G.-I., Kang, K.-H., Hur, J.-M., Kim, J.-G., Ahn, D.-H., Cho, Y.-Z., Kim, E.-H.: Pyroprocessing Technology Development at KAERI. *Nuclear Engineering and Technology*, Bd. 43, Nr. 4, S. 317–328, DOI 10.5516/NET.2011.43.4.317, 2011.
- /LEG 93/ Leggett, R. D., Walters, L. C.: Status of LMR fuel development in the United States of America. *Journal of Nuclear Materials*, Bd. 204, S. 23–32, DOI 10.1016/0022-3115(93)90195-5, 1993.

- /LEI 15/ Leinders, G., Cardinaels, T., Binnemans, K., Verwerft, M.: Accurate lattice parameter measurements of stoichiometric uranium dioxide. *Journal of Nuclear Materials*, Bd. 459, S. 135–142, DOI 10.1016/j.jnucmat.2015.01.029, 2015.
- /LIE 92/ Liemersdorf H., S. L., Thomas W.: Störfallanalyse und Restrisiko-Ereignisse bei kerntechnischen Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufes. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-1943, August 1992.
- /LOV 20/ Lovecky, M., Zavorka, J., Jirickova, J., Skoda, R.: Criticality safety analysis of GBC-32 spent fuel cask with improved neutron absorber concept. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): *Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future*, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /MAY 04/ Mayorshin, A.: *Advances in Reprocessing of Spent Fuel: Partitioning*. Präsentation, SCC RIAR, Nuclear Fuel Cycle Issues and Challenges, International Atomic Energy Agency (IAEA): IAEA Wien, 21. September 2004.
- /MDP 21/ MDPI (Hrsg.): *Journal of Nuclear Engineering*. 2021, 2 (1), ISSN 2673-4362, DOI 10.3390/jne2010004: Basel, Schweiz, 2021.
- /MIT 20/ Mitsuyasu, T., Morimoto, Y.: Subcriticality Estimation by the Virtual Neutron Capture Method. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): *Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future*, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /NAK 09/ Nakamura, K., Ogata, T., Kato, T., Nakajima, K., Arai Yasuo: *Fabrication of Metal Fuel Slug for an Irradiation Test in Joyo*. Präsentation, Societe Francaise d'Energie Nucleaire: Paris, 2009.
- /NEA 04/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): *Pyrochemical separations in nuclear applications, A status report*. Nuclear Science, 175 S., ISBN 9264020713, OECD Nuclear Energy Agency: Paris, 2004.

- /NEA 16/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. NEA/NSC/DOC(95)03, NEA No. 7328: Vienna, Austria, September 2016.
- /NEA 18/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels. Nuclear Science, NEA No. 7317, 372 S., ISBN 9789264308343, DOI 10.1787/9789264308343-en, OECD Publishing: Paris, 2018.
- /NEA 19/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA) (Hrsg.): International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), Handbook 2019. NEA/NSC/DOC(95)03, DOI 10.1787/e2703cd5-en: Paris, Juni 2019.
- /NEU 09/ Neuber, J. C., Hoefler, A.: Frequentist and bayesian approach in criticality safety uncertainty evaluations. 2009 ANS Nuclear Criticality Safety Division Topical Meeting, NCSD, 2009.
- /NRC 20/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Supplemental Guidance Regarding the Chromium-Coated Zirconium Alloy Fuel Cladding Accident Tolerant Fuel Concept, Interim Staff Guidance. ATF-ISG-2020-01, Januar 2020.
- /NRC 21/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC): Longer Term Accident Tolerant Fuel Technologies. Stand vom 12. Januar 2021, erreichbar unter <https://www.nrc.gov/reactors/atf/longer-term.html>, abgerufen am 23. März 2022.
- /ORR 15/ Orr, R. M., Sims, H. E., Taylor, R. J.: A review of plutonium oxalate decomposition reactions and effects of decomposition temperature on the surface area of the plutonium dioxide product. Journal of Nuclear Materials, Bd. 465, S. 756–773, DOI 10.1016/j.jnucmat.2015.06.058, 2015.
- /PRE 17/ Preiss, R.: Methoden der Risikoanalyse in der Technik, Systematische Analyse komplexer Systeme : Identifikation, Bewertung, Darstellung, Anwendung. TÜV Austria, TÜV Austria Akademie, 2. Aufl., 415 S., ISBN 978-3-901942-76-1, TÜV Austria Akademie GMBH; TÜV Austria Akademie: Wien, 2017.

- /PRE 21/ Preussen Elektra: Kernkraftwerk Isar 2, Stilllegung und Abbau, Kurzbeschreibung. 38 S., 2021.
- /REA 17/ Rearden, B. T., Jessee, M. A. (Hrsg.): SCALE Code System. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.2, 2747 S.: Oak Ridge, Tennessee, Februar 2017. Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834.
- /REU 09/ Richtlinie 2009/71/Euratom des Rates vom 25. Juni 2009 über einen Gemeinschaftsrahmen für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen (2009/71/Euratom) (Amtsblatt der Europäischen Union 2009, Nr. L 172/18 DE).
- /RSK 14/ Reaktorsicherheitskommission (RSK): Leitfaden für die Durchführung von ganzheitlichen Ereignisanalysen, RSK, 470. Sitzung. 10 S., November 2014.
- /SAN 20/ Sano, T., Hori, J.-I., Lee, J., Takahashi, Y., Takahashi, K., Unesaki, H.: Critical experiment of Thorium Loaded Thermal Cores at KUCA (1) a new critical experiment of Thorium loaded core with harder neutron spectrum in KUCA. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /SHA 20/ Shaw, A., Rahnema, F., Holcomb, A., Bowen, D.: ENDF/B-VIII Copper Cross Section Testing for Nuclear Criticality Safety Applications. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /SIG 21a/ Sigma-Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Ammoniak, NH₄OH. 11 S.: www.sigmaaldrich.com, 23. Februar 2021.
- /SIG 21b/ Sigma-Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Ionenaustauscher, DOWEX 21K XLT. Hrsg.: Merck, 7 S., 7. Mai 2021.

- /SIG 21c/ Sigma-Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Kaliumhydroxid, KOH. Hrsg.: Sigma Aldrich, 21 S., DOI 10.1007/978-3-642-33335-4_110074, 29. Juli 2021.
- /SIG 21d/ Sigma-Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Natriumchlorat, NaClO₃. Hrsg.: Sigma Aldrich, 10 S., 10. August 2021.
- /SIG 21e/ Sigma-Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Natriumhydroxid, NaOH. Hrsg.: Sigma Aldrich, 19 S., 28. Oktober 2021.
- /SIG 21f/ Sigma-Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Natriumperchlorat, NaClO₄. Hrsg.: Sigma Aldrich, 10 S., DOI 10.1055/b-0034-82613, 12. August 2021.
- /SIG 21g/ Sigma-Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Tributylphosphat, TBP. Hrsg.: Sigma Aldrich, 10 S., 14. September 2021.
- /SIG 22a/ Sigma-Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Mangan(IV)-oxid, MnO₂. 30. Juli 2022.
- /SIG 22b/ Sigma Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Flusssäure, HF 48%. 12 S., 3. August 2022.
- /SIG 22c/ Sigma-Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Salpetersäure, HNO₃. Hrsg.: Sigma Aldrich, 11 S., DOI 10.31003/USPNF_R2226_01_01, 29. Juli 2022.
- /SIG 22d/ Sigma-Aldrich: Sicherheitsdatenblatt Schwefelsäure, H₂SO₄. Hrsg.: Sigma Aldrich, 20 S., 4. Februar 2022.
- /SKA 20/ Skarohilid, J., Uhlir, J., Marecek, M.: R&D of Fluoride Volatility Method in NRI Rez. 2020.
- /SOL 13/ Solvay: Material Safety Data Sheet - Caro's Acid, Peroxomonoschwefelsäure, H₂SO₅. 9 S.: Australien, 28. Juni 2013.

- /SOM 19/ Sommer, F., Bartos, O., Behler, M., Hannstein, V., Kaufholz, P., Kilger, R., Krüger, J., Rowold, F.: Bereitstellung und Weiterentwicklung von Methoden, Daten und Rechenmethoden zu nuklearen Sicherheitsanalysen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), GRS-, Bd. 542, ISBN 978-3-947685-27-1: Garching, 2019.
- /SOU 11/ Souček, P., Malmbeck, R., Nourry, C., Glatz, J.-P.: Pyrochemical Reprocessing of Spent Fuel by Electrochemical Techniques Using Solid Aluminium Cathodes. *Energy Procedia*, Bd. 7, S. 396–404, DOI 10.1016/j.egypro.2011.06.052, 2011.
- /SOU 19/ Souček, P., Uruga, K., Murakami, T., Rodrigues, A., van Winckel, S., Iizuka, M., Glatz, J.-P.: Electrorefining of irradiated experimental metallic fuel at high lanthanides concentration in the LiCl–KCl electrolyte. *Journal of Nuclear Materials*, Volume 526, DOI 10.1016/j.jnucmat.2019.151743, 2019.
- /SOU 21/ South, C. J., Roy, L. E.: Insights into the thermal decomposition of plutonium(IV) oxalate – a DFT study of the intermediate structures. *Journal of Nuclear Materials*, Bd. 549, S. 152864, DOI 10.1016/j.jnucmat.2021.152864, 2021.
- /STU 16/ Stuke, M., Peters, E., Sommer, F.: Generation of Integral Experiment Covariance Data and their Impact on Criticality Safety Validation. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (GRS), GRS - 440, 97 S., ISBN 978-3-946607-22-9, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 2016.
- /SUB 17/ Sublet, J.-C., Eastwood, J. W., Morgan, J. G., Gilbert, M. R., Fleming, M., Arter, W.: FISPACT-II: An Advanced Simulation System for Activation, Transmutation and Material Modelling. *Nuclear Data Sheets*, Bd. 139, S. 77–137, DOI 10.1016/j.nds.2017.01.002, 2017.
- /SZU 66/ Szulinski, M. J.: Fluoride Volatility Processing of Reactor Fuels. Isochem INC. Richland, Washington, ISP-627, 11 S.: Richland, Washington, USA, Dezember 1966.

- /TAY 15/ Taylor, R. (Hrsg.): Reprocessing and Recycling of Spent Nuclear Fuel. ISBN 978-1-78242-212-9, Woodhead: Cambridge, 2015.
- /TAY 16/ Taylor, R., Carrott, M., Galan, H., Geist, A., Hères, X., Maher, C., Mason, C., Malmbeck, R., Miguiditchian, M., Modolo, G., Rhodes, C., Sarsfield, M., Wilden, A.: The EURO-GANEX Process, Current Status of Flowsheet Development and Process Safety Studies. *Procedia Chemistry*, Bd. 21, S. 524–529, DOI 10.1016/j.proche.2016.10.073, 2016.
- /THO 21/ Thor Energy: Publications and Press Releases. Erreichbar unter <http://thor-energy.no/publications/>, abgerufen am 16. August 2021.
- /TIL 89/ Till, C. E., Chang, Y. I. (Hrsg.): The Integral Fast Reactor (IFR) concept. 7. Pacific basin conference, San Diego, CA, USA, 1989.
- /UHL 08/ Uhler, J., Maecek, M., Precek, M.: Progress in Development of Fluoride Volatility Reprocessing Technology. *Proceedings of Atalante*, 2008.
- /WAR 11/ Warin, D., Poinssot, C., Bourg, S.: Future Nuclear Fuel Cycles: Meeting Sustainability through Actinide Recycling. In: *Proceedings of Global. Global 2011*, Makuhari, Japan, 11. - 16. Dezember 2011, S. 1–14, DOI 10.1002/9781118170229.ch1, 2011.
- /WEA 00/ Weaver, K. D., Zhao, X., Pilat, E. E., Hejzlar, P.: A PWR Thorium Pin Cell Burnup Benchmark. Idaho National Laboratory (INL), Conference: Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation into the Next Millennium (PHYSOR 2000), Pittsburgh, PA, 05/07/2000, 05/11/2000, INEEL/CON-00-00227, 1. Mai 2000.
- /YAM 97/ Yamashita, T., Nitani, N., Tsuji, T., Inagaki, H.: Thermal expansions of NpO₂ and some other actinide dioxides. *Journal of Nuclear Materials*, Bd. 245, Nr. 1, S. 72–78, DOI 10.1016/S0022-3115(96)00750-7, 1997.

- /YAN 13/ Yang, J. H., Kim, K. S., Kim, D.-J., Kim, J. H., Oh, J. S., Rhee, Young Woo, Koo, Yang-Hyun: Micro-Cell UO₂ Pellets for Enhanced Accident Tolerant Fuel. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proc. LWR Fuel Performance Meeting TopFuel. LWR Fuel Performance Meeting TopFuel, Charlotte NC, USA, 15. - 19. September 2013, 2013.
- /YAN 14/ Yang, J.-H., Kim, D.-J., Kim, K. S., Koo, Y.-H.: Thermo-Physical Properties of Micro-Cell UO₂ Pellets and High Density Composite Pellets for Accident Tolerant Fuel. In: International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Accident Tolerant Fuel Concepts for Light Water Reactors. Technical Meeting, Oak Ridge National Laboratory (ORNL), USA, 13. - 16. Oktober 2014, IAEA-TECDOC-1797, S. 197–207, ISBN 978-92-0-105216-2, 2014.
- /ZER 20/ Zerkle, M. L., Holmes, J. C., Wormald, J. L.: Re-evaluation of the TSL for Yttrium Hydride. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /ZHO 15/ Zhou, W., Liu, R., Revankar, S. T.: Fabrication methods and thermal hydraulics analysis of enhanced thermal conductivity UO₂-BeO fuel in light water reactors. *Annals of Nuclear Energy*, Bd. 81, S. 240–248, DOI 10.1016/j.anucene.2015.02.044, 2015.
- /ZHO 17/ Zhou, W., Zhang, J.: Thermodynamic evaluation of LiCl-KCl-PuCl₃ system. *Journal of Alloys and Compounds*, Bd. 695, S. 2306–2313, DOI 10.1016/j.jallcom.2016.11.092, 2017.
- /ZHU 20/ Zhu, Y., Manring, C. A., Hawari, A. I.: Thermal Scattering Law ENDF Libraries for Liquid FLiBe. In: American Nuclear Society (ANS) (Hrsg.): Proceedings of PHYSOR 2020 - International Conference on the Physics of Reactors. Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, United Kingdom, 29. März - 2. April 2020, ISBN 978-1-5272-6447-2, 2020.
- /ZIE 97/ Ziermann, E., Ivens, G.: Abschlußbericht über den Leistungsbetrieb des AVR-Versuchskernkraftwerkes. Forschungszentrum Jülich, Jül-3448, 538 S.: Jülich, Oktober 1997.

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de