

Weiterentwicklung des
Standes von W & T
bei der Sicherheit der
Behandlung bestrahlter
Brennelemente,
Wärme entwickelnder
radioaktiver Abfälle und
radioaktiver Abfälle
mit vernachlässigbarer
Wärmeentwicklung

**Weiterentwicklung des
Standes von W & T
bei der Sicherheit der
Behandlung bestrahlter
Brennelemente,
Wärme entwickelnder
radioaktiver Abfälle und
radioaktiver Abfälle
mit vernachlässigbarer
Wärmeentwicklung**

Abschlussbericht

Florian Rowold
Klemens Hummelsheim
Marta Meloni
Juliane Krüger
Johannes Nicol
Kai Simbruner
Oliver Bartos
Margarita Tzivaki
Kevin Lawless
Tobias Grelle
Gerold Spykman (TÜV Nord Ensysis)
Michael Götz (Brenk Systemplanung)
Stefan Thierfeldt (Brenk Systemplanung)
Julia Mareike Neles (Öko-Institut Consult)
Florian Krob (Öko-Institut Consult)
Melanie Mbah (Öko-Institut Consult)

November 2025

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Eigenforschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Klimaschutz, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMUKN) unter dem Förderkennzeichen 4723E03260 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 BMUKN übereinstimmen.

Deskriptoren

Alterungsmanagement, Annahmekriterien, GAP-Analyse, Inventarverhalten, Ortsdosisleistung, Regionale Auswirkungen, Strahlenschäden, Zwischenlagerung

Kurzfassung

Der vorliegende Bericht adressiert die technischen und sozio-ökonomischen Aspekte der verlängerten Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente unter Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik und unter Einbeziehung neuester nationaler und internationaler Entwicklungen und Erkenntnisse. Ferner werden in dem vorliegenden Bericht Modelle und Methodiken mit dem Ziel weiterentwickelt, die Analyse von Strahlenschäden, die Simulation des Brennstabverhaltens, und die Bestimmung von Ortsdosisleistungen im Nahfeld von Transport- und Lagerbehältern, sowie Behältern für schwachradioaktive Abfälle, zu verbessern.

Der Bericht baut in Teilen auf den Arbeiten aus dem Vorgängervorhaben 4720E03366 auf und führt die Betrachtungen weiter. Zum Langzeitverhalten des Transport- und Lagerbehälters und seiner Komponenten wurden neue Methoden zur Bestimmung von Strahlenschäden identifiziert und erprobt. Neue Forschungsergebnisse zum Hüllrohrverhalten wurden bewertet und durch eigene Simulationen gestützt. Es wurden aktuelle Entwicklungen zum Alterungsmanagement dargestellt und die bestehende GAP-Analyse zum Behälter, zum Inventarverhalten und zur Simulation des Brennstabverhaltens weiterentwickelt. Für Sonderbeladungen von Transport- und Lagerbehältern wurden Analysen zur späteren strahlungsmesstechnischen Identifizierbarkeit durchgeführt. Es wurden Methoden entwickelt und angewendet, um die Ortsdosisleistung im Nahfeld von Transport- und Lagerbehältern, sowie Behältern für schwachradioaktive Abfälle zu berechnen. Hinsichtlich der sozio-ökonomischen Aspekte einer verlängerten Zwischenlagerung widmet sich der Bericht den Auswirkungen auf eine Region und stellt die Weiterentwicklung des Bewertungsansatzes für die regionale Bedeutung eines Zwischenlagers für hochradioaktive Abfälle dar. Die Annahmebedingungen des Endlagers Konrad werden in dem vorliegenden Bericht mit den Annahmebedingungen von Endlagern in Belgien und Großbritannien verglichen und hinsichtlich ihrer Konservativitäten untersucht.

Abstract

This report addresses the technical and socio-economic aspects of extended storage of spent nuclear fuel, considering the current state of science and technology and incorporating the latest national and international developments and findings. Furthermore, this report develops models and methodologies with the aim of improving the analysis of radiation damage, the simulation of fuel rod behavior, and the determination of local dose rates in the near field of transport and storage casks, as well as containers for low-level radioactive waste.

The report is based partially on the work from the previous project 4720E03366 and continues the analysis. New methods for the determination of radiation damage were identified and tested with regard to the long-term behavior of transport and storage casks and its components. New research results on cladding behavior were evaluated and supported by own simulations. Current developments in aging management were presented, and the existing GAP-analysis of the cask, inventory behavior, and simulation of fuel rod behavior was further developed. Analyses were carried out on special loadings of transport and storage casks to enable their subsequent identification using radiation measurement techniques. Methods were developed and applied to calculate the local dose rate in the near field of transport and storage casks, as well as containers for low-level radioactive waste. Regarding the socio-economic aspects of extended storage, the report focuses on the impact on a region and presents the further development of the assessment approach for the regional significance of a storage facility for high-level radioactive waste. The waste acceptance criteria for the Konrad repository are compared in this report with the waste acceptance criteria for repositories in Belgium and the United Kingdom and assessed in terms of their conservativeness.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung.....	I
	Abstract	III
1	Einleitung und Zielstellung	1
2	Analysen zum Langzeitverhalten des Behälters und seiner Komponenten	5
2.1	Materialschädigung durch Bestrahlung	5
2.1.1	Theoretische Betrachtungen.....	5
2.1.2	Modellierung von strahlungsinduzierten Materialschäden	12
2.1.3	Vergleich der Modelle und Simulationsprogramme	29
2.1.4	Praktische Anwendungen	33
2.2	Beispiel der Anwendung von DPA-Berechnungen	43
2.2.1	Im Rahmen des Abfallmanagements	43
2.2.2	Andere Anwendungen	44
2.3	Ergebnisse der vorbereitenden Arbeiten.....	45
2.4	Modellerstellung zur Berechnung von Strahlenschäden.....	46
2.4.1	Minimalbeispiel	46
2.5	Bewertung und Ausblick	52
3	Analysen zum Inventarverhalten	55
3.1	Radioaktivität und der Nachzerfallswärme für DWR-Brennelemente mit Hochabbbrand	55
3.1.1	Ausgangsparameter	55
3.1.2	Ergebnisse.....	56
3.1.3	Zusammenfassung	67
3.2	Neue Forschungsergebnisse zum Hüllrohrverhalten.....	68
3.2.1	Wissenslücken.....	70
3.2.2	Ergebnisse der experimentellen Untersuchungen.....	73
3.2.3	Zusammenfassung der Test Phase I und Ausblick auf die Test Phase-II	84

3.3	Untersuchung zur Temperaturentwicklung.....	85
4	Analysen zum Alterungsmanagement	89
4.1	Internationale Ansätze zum Alterungsmanagement.....	89
4.1.1	USA.....	89
4.1.2	Spanien	90
4.1.3	Korea.....	92
4.1.4	Belgien	93
4.1.5	Schweiz	94
4.1.6	Kanada	95
4.2	Entwicklungen im internationalen Regelwerk mit Bezug zum Alterungsmanagement.....	96
4.3	Neue Entwicklungen zum Alterungsmanagement in Deutschland.....	99
4.4	Schlussfolgerung	102
5	Weiterentwicklung der GAP-Analyse	103
5.1	Behälter und Komponenten	103
5.1.1	Verschluss- und Dichtsystem.....	103
5.1.2	Korb- und Strukturmaterialien	105
5.1.3	Anschlagelemente	107
5.1.4	Neutronenmoderatorstäbe	107
5.1.5	Zusammenfassung und Bewertung.....	108
5.2	Inventar	109
5.3	Simulation des Brennstabverhaltens.....	109
6	Inventar- und Dosisleistungsanalysen für Wärme entwickelnde Abfälle	113
6.1	Sonderbrennstäbe	113
6.1.1	Rahmenbedingungen und Rechengemetrie.....	114
6.1.2	Brennelement unabgeschirmt	119
6.1.3	Köcher unabgeschirmt.....	120
6.1.4	Einzelne Quelle im Behälter.....	123
6.1.5	Reale Köchereinlagerungen und Fazit.....	131

6.2	PuBe-Quellen	132
6.2.1	Bestimmung der (α ,n)-Reaktionen aus PuBe-Quellen.....	133
6.2.2	WWER-Brennelement	138
6.2.3	Vergleich beider Quellen.....	139
6.2.4	Überprüfung anhand vereinfachter Monte-Carlo Rechnung	140
6.2.5	Zusammenfassung	145
7	Analyse der radiologischen Entwicklung im Standortzwischenlager bei verlängerten Zwischenlagerzeiten.....	147
7.1	Zwischenlagerdesign	147
7.1.1	STEAG	147
7.1.2	WTI.....	149
7.2	Implementierung des Zwischenlagerdesigns in einem MCNP®-Modell...	149
7.2.1	Gebäude.....	149
7.2.2	Behälter	150
7.2.3	Quellterm.....	151
7.3	Positionsabhängiger Einzelbehälterbeitrag	153
7.3.1	Modell.....	153
7.3.2	Ergebnisse der Dosisberechnungen	153
7.4	Mehrbehältermodell im Zwischenlager.....	158
7.4.1	Modell.....	158
7.4.2	Ergebnisse der Dosisberechnungen	158
8	Ortsdosisleistungsanalysen verschiedener Behälteranordnungen für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung	163
8.1	Rechenmethode	164
8.2	LAW/MAW Behältermodelle	164
8.2.1	Mosaik-Behälter mit Ionenaustauscherharzen	164
8.2.2	Verlorene Betonabschirmung (VBA-I) mit Verdampferkonzentraten.....	165
8.2.3	Konrad-Container Typ IV mit Beton	166
8.3	Quellterme: Betrachtungen zu erweiterten Nuklidvektoren.....	167
8.3.1	Inventarabhängige Strahlungsbelastung.....	172

8.3.2	Beispiel VBA.....	173
8.3.3	Beispiel Konrad-Container Typ IV.....	175
8.4	Lageranordnungen	177
8.4.1	Methoden zur Umsetzung von wiederholten Geometrien in MCNP®	177
8.5	Skyshine	182
8.6	Selbstabschirmung	185
9	Zusammenfassung und Bewertung	189
	Literaturverzeichnis.....	195
	Abbildungsverzeichnis.....	217
	Tabellenverzeichnis.....	223
A	Anhang A: Bericht der TÜV Nord EnSys GmbH & Co. KG zum Vorhaben 4723E03260	227
B	Anhang B: Bericht der Öko-Institut Consult GmbH zum Vorhaben 4723E03260	301
C	Anhang C: Bericht der Brenk Systemplanung GmbH zum Vorhaben 4723E03260	351

1 Einleitung und Zielstellung

Das in der Bundesrepublik Deutschland vorgesehene Konzept für die Entsorgung radioaktiver Abfälle, sowohl Wärme entwickelnder als auch mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, ist die Endlagerung in tiefegeologischen Formationen. Für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ist das Endlager Schacht Konrad vorgesehen, welches voraussichtlich zu Beginn der 2030er Jahre in Betrieb gehen soll. Ein betriebsbereites Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle ist für die zweite Hälfte des 21. Jahrhunderts zu erwarten. Bis zum Zeitpunkt der Einlagerung der Abfälle in das respektive Endlager sind die Abfälle auf der Basis der geltenden Bestimmungen sicher zwischenzulagern. Die Zwischenlagerung erfolgt für Wärme entwickelnde Abfälle in dickwandigen Transport- und Lagerbehältern, für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in spezifizierten Behältern, Containern und Fässern.

In Anbetracht realistischer Zeiträume für die Standortauswahl, die Errichtung und Inbetriebnahme eines Endlagers für Wärme entwickelnde Abfälle ist zu erwarten, dass die ursprünglich geplante und genehmigte Lagerzeit von 40 Jahren in den Zwischenlagern nicht ausreichend sein wird, und dass die bestrahlten Brennelemente und verglasten radioaktiven Abfälle länger zwischengelagert werden müssen. Für eine verlängerte Zwischenlagerung unter der notwendigen Voraussetzung der Beibehaltung des Sicherheitsniveaus ergeben sich nicht nur technische Fragestellungen, denen durch gezielte Forschungsarbeit nachgegangen werden muss, sondern es sind auch organisatorische und gesellschaftliche Aspekte zu betrachten.

Basierend auf den bisherigen Arbeiten und erzielten Erkenntnissen im Eigenforschungsvorhaben 4720E03366 /ROW 24/ sollte der Strahlungseinfluss auf die Alterung der Komponenten des Behälters, wie Tragkorb und Moderator, weiter vertieft werden. Dazu wurde eine vertiefte Literatur- und Coderecherche zu neuen bzw. alternativen Modellansätzen zur Berechnung von Strahlenschäden durchgeführt. Im Anschluss wurden die verschiedenen Modellierungsmethoden von dpa-Berechnungen in verschiedenen Codesystemen (MCNP®, PHITS, SRIM/TRIM) gegenübergestellt. Anhand einer vereinfachten Materialprobe wurde ein Code-zu-Code Vergleich von PHITS und MCNP® durchgeführt und bestehende Unterschiede herausgearbeitet. Die Arbeiten sind in Kapitel 2 des Berichts dokumentiert.

Ein Kernpunkt der vorherigen und des aktuellen Eigenforschungsvorhabens ist die kontinuierliche, systematische Identifikation und Einordnung neuer Erkenntnisse und Forschungsergebnisse, welche für eine Verlängerung der Zwischenlagerung von Bedeutung sind oder sein können. Zur Analyse neuer Forschungsergebnisse zum Hüllrohrverhalten wurden im vorliegenden Bericht die neuesten Ergebnisse der Sister-Rod Untersuchungen im Rahmen des High Burnup

Spent Fuel Data Project des Department of Energy (DOE) und des Electric Power Research Institute (EPRI) ausgewertet. Des Weiteren wurden die bisherigen Analysen zur zeitlichen Entwicklung von Aktivität und Nachzerfallsleistung, sowie zu den thermischen Gegebenheiten der Brennstäbe in einem Transport- und Lagerbehälter durch neue Rechnungen hin zu Zeiträumen über 100 Jahre hinaus erweitert. Die Ergebnisse der Auswertungen und Analysen sind in Kapitel 3 zu finden. Komplementär zu den Arbeiten der GRS hat der TÜV Nord EnSys in seinen Untersuchungen zum Inventarverhalten die Eigenschaften von besonderen Inventaren aus Forschungs- und Prototypischen-Reaktoren mit metallischen Brennstoffen (MTR) und Graphitkugeln (AVR/THTR) in Bezug auf eine verlängerte Zwischenlagerung adressiert. Die erzielten Ergebnisse finden sich im Anhang A.

Das Eigenforschungsvorhaben hatte ferner das Ziel, den aktuellen Sachstand zum Alterungsmanagement darzustellen. Dazu wurden in Kapitel 4 die Vorgehensweisen in anderen Ländern herausgearbeitet und neue Entwicklungen im internationalen und nationalen Regelwerk betrachtet.

Ein weitere Zielstellung des Eigenforschungsvorhabens war es, die in den Vorgängervorhaben /ROW 24/, /HUM 18/, /HUM 15/ erarbeitete systematische GAP-Analyse fortzuführen. Im Fokus stand dabei die Identifizierung und Priorisierung von Wissenslücken zum eingelagerten Inventar, zum Behälter und den zugehörigen Komponenten, sowie zu übergeordneten Fragestellungen wie z. B. Modellierungsaspekten. Die Ausführungen zum Behälter und den zugehörigen Komponenten sind in Kapitel 5.1 dokumentiert, die Analyse der Wissenslücken im Hinblick auf die Simulation des Brennstabverhaltens über den Zeitraum einer verlängerten Zwischenlagerung findet sich in Kapitel 5.3. Die Betrachtungen zum Inventar wurden vom TÜV Nord EnSys geführt und sind im Anhang A dokumentiert.

Im Kapitel 6 des vorliegenden Berichts wurden zwei spezifische Fragestellungen zur längerfristigen Identifikationsmöglichkeit von Behältern mit ungewöhnlichen Beladungen adressiert. Zum einen wurde die Identifikation eines mit Köchern teilbeladenen Transport- und Lagerbehälters über strahlungsmesstechnische Methoden (Gamma- und Neutronendosisleistungsmessung) bewertet. Dazu wurden Brennelement- und Köchermodelle erstellt und vergleichende Dosisleistungsanalysen durchgeführt. Zur Quantifizierung der Auswirkungen der Einlagerung von Anfahrquellen auf die Neutronendosisleistung in einem WWER-Behälter mit zunehmender Lagerzeit wurden ebenfalls Brennelement- und Anfahrquellenmodelle erstellt und in ähnlicher Weise Vergleichsrechnungen durchgeführt.

Der Wissensaufbau auf dem Gebiet der Methoden zur Analyse der radiologischen Situation in einem generischen Zwischenlager stellte eine weitere Zielstellung des Eigenforschungsvorhabens dar. Dazu wurden Recherchen zu den Zwischenlagerdesign durchgeführt und es wurde ein Simulationsmodell eines ausgewählten Zwischenlagerdesigns, sowie Modelle für Einzelbehälter und Mehrbehälterkonfigurationen in MCNP® erstellt und erprobt. Die Einzelbehälter wurden auf verschiedenen Plätzen im Zwischenlager positioniert, im Rahmen der Mehrbehälterkonfigurationen wurde eine 3x3 Anordnung in verschiedenen Ausführungsvarianten untersucht, um die zeitlichen Entwicklungen infolge des Abklingverhaltens des Inventars darzustellen und um Selbstabschirmungseffekte der Behälter zu quantifizieren. Für die Bewertungen wurden die resultierenden Photonen- und Neutronendosisleistungen an den Zwischenlagerwänden berechnet und ausgewertet. Die Modelle, Analysen und Ergebnisse sind in Kapitel 7 dokumentiert.

Im Rahmen des Eigenforschungsvorhabens 4720E03366 befasste sich das Öko-Institut mit der Entwicklung eines methodischen Bewertungsansatzes zur Analyse der Einflussfaktoren und der Bedeutung eines Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente für eine Region, und untersuchte, welche potenziellen Auswirkungen und welche Chancen und Lasten eine verlängerte Zwischenlagerung mit gleichzeitigem Kernkraftwerksrückbau auf die Region haben können. Entwickelt wurde ein erster Bewertungsansatz, anhand dessen solche Auswirkungen ermittelt werden können. Das Ziel im vorliegenden Eigenforschungsvorhaben war es, den Bewertungsansatz noch einmal kritisch zu beleuchten und weiterzuentwickeln. Dazu wurden die fortgesetzten Diskussionen um die Zwischenlagerung und ergänzende Literatur hinsichtlich aktueller Themen und Argumente ausgewertet. Außerdem wurde der Bewertungsansatz im Rahmen eines Expertenworkshops zur Diskussion gestellt. Anhand dieser Ergebnisse wurde der Bewertungsansatz weiter geschärft. Der eigenständige Ergebnisbericht der Öko-Institut Consult findet sich im Anhang B wieder.

Ein weiteres Themenfeld, in dem ein Wissensaufbau und die Weiterentwicklung der im Vorgängervorhaben /GRS 24a/ entwickelten Methoden und Ansätze verfolgt werden sollte, ist die Lagerung von Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Hierzu sollten Methoden entwickelt werden, um Lagerkonfigurationen besser simulieren zu können und um die Ortsdosisleistung im Nahfeld der Gebinde besser quantifizieren zu können. Dazu wurden Modelle von MOSAIK-Behältern, Verlorenen Betonabschirmungen und Konrad-Containern vom Typ IV in der MCNP®-Umgebung entwickelt. Für die Quelltermerstellung und Ortsdosisleistungsbestimmung wurde ein inventarabhängiger, parametrisierender Ansatz erarbeitet. Es wurden verschiedene Formalismen, wie z. B. die explizite Modellierung, Zelltransformation und Repeated Structures erprobt, um mehrere Gebinde mittels MCNP® darzustellen und zu analysieren. Fer-

ner wurden die Effekte des Skyshines und der Selbstabschirmung anhand verschiedener Gebindeanordnungen und verschiedener Gebäudestrukturen erfolgreich untersucht und quantifiziert. Das Kapitel 8 gibt einen Überblick über die entwickelten Modelle und Methoden, sowie über die erzielten Ergebnisse der Ortsdosisleistungsanalysen.

Das Eigenforschungsvorhaben hatte weiterhin zum Ziel, die Annahmekriterien für das Endlager Schacht Konrad hinsichtlich ihrer Konservativitäten zu vergleichbaren Szenarien anderer Endlager untersuchen. Zu diesem Zweck hat Brenk Systemplanung deutsche, belgische und britische Endlager für die Entsorgung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle, deren Annahmekriterien für radioaktive Abfälle und die den Annahmekriterien zugrundeliegenden Szenarien betrachtet und verglichen. Der in Anhang C aufgeführte Bericht berücksichtigt dabei radiologische Kriterien, betrachtet aber auch physikalisch-chemische (stoffliche) Kriterien. Außerdem wird bei diesem Vergleich auch auf die unterschiedliche Natur der Endlager (tiefengeologisch, oberflächennah) eingegangen, um herauszustellen, welche Konservativität in Relation zum einzuhaltenden Schutzziel berücksichtigt wurde.

2 Analysen zum Langzeitverhalten des Behälters und seiner Komponenten

Das vorliegende Kapitel baut auf den bisherigen Arbeiten und erzielten Erkenntnissen im Eigenforschungsvorhaben 4720E03366 /ROW 24/ auf, vertieft die Betrachtungen zum Strahlungseinfluss auf die Alterung der Komponenten des Behälters und dokumentiert die Erprobung neuer Simulationsansätze.

2.1 Materialschädigung durch Bestrahlung

2.1.1 Theoretische Betrachtungen

Methoden zur Bewertung von Änderungen auf atomarer bzw. makroskopischer Ebene von in der Nukleartechnik genutzten Materialien und der Vergleich der zur Verfügung stehenden Simulationstechniken sind seit einigen Jahren Gegenstand der internationalen Forschung, z. B. drei Coordinated Research Programs (CRP) der IAEA /IAE 20/.

Die Effekte und Auswirkungen der Bestrahlung von Materialien hängen stark von der Art des betrachteten Materials ab. Im Fall von nicht kristallinen Materialien, wie Glas oder Polymeren, können Ionisierungsprozesse ausreichend sein um bleibende Materialveränderungen durch die Bildung von Radikalen hervorzurufen /DIE 94/. Bei den in der Kerntechnik genutzten Materialien (Metallen) ist der relevante Mechanismus zur Materialveränderung die Bildung und Entwicklung von Verlagerung von Atomen durch die Wechselwirkung mit Strahlung, welche zur Erzeugung von Leerstellen und Zwischengitteratomen führen (Frenkel-Paare) /DIE 94/, /NOR 20/.

Gitterdefekte in Materialien können auf Grund der Wechselwirkung mit energiereicher Strahlung durch den Energieübertrag auf die Gitteratome entstehen. Diese Defekte können in Form von Leerstellen und interstitiellen Atomen sein, oder auch komplexere Formen wie Cluster, amorphe Zonen oder Gitterversetzungen annehmen. Basierend auf den Zeitskalen in denen sie stattfinden, lassen sich die Mechanismen der Defekterzeugung in zwei Kategorien einteilen; der Primärschaden mit Zeitskalen von 1-10 ps und die langfristige Entwicklung der Materialschäden in Nanosekunden bis Jahren /NOR 18a/. Die Tab. 2.1 zeigt die zeitliche Progression von Materialschäden nach Bestrahlung von Metalllegierungen.

Tab. 2.1 Zeit und Energieskalen für Strahlungseffekte in Metalllegierungen /STO 05/

Time	Energy
Cascade creation ($10^{-15} - 10^{-12}$ s)	Neutron or Proton ($10^5 - 10^7$ eV)
Unstable Matrix (10^{-11} s)	Primary knock-on atom ($10^3 - 10^5$ eV)
Interstitial Diffusion (10^{-6} s)	Displaced secondaries (1 – 1000 eV)
Vacancy diffusion (> 0,1 s)	Unstable Matrix (1 eV)
Microstructural evolution (> 10^3 s)	Thermal diffusion (kT)

Teilchen, die mit einer Energie von mehr als ungefähr 100 eV mit Materie interagieren, verlieren Energie entweder durch Interaktion mit Elektronen (Anregung, Ionisierung) oder durch die Kollision mit Kernen und deren Verschiebung (non-ionising energy loss oder NIEL) /MAR 22/. Unmittelbar nach dem Teilchenaufprall entsteht der Primärschaden, dessen genaue Dauer von der Energie des primary knock-on atoms (PKA) abhängt. Beispielsweise kann bei Fe-Atomen in Stählen die Energie des verschobenen Atoms bis zu etwa einem Fünfzehntel der Energie des elastisch gestreuten hochenergetischen Neutrons betragen. Das bedeutet, dass PKA mit kinetischen Energien von mehreren zehn keV üblich sind /STO 05/. Die threshold displacement energy (TDE oder T_d) ist definiert als die minimale Rückstoßenergie, die einem Atom verliehen wird, um einen stabilen Defekt zu erzeugen. Die Bedeutung des Parameters dpa liegt darin, dass er quantitative Vergleiche der Strahlungseffekte in verschiedener Materialien ermöglicht, die mit derselben Strahlungsquelle bestrahlt werden, sowie von Materialien, die mit verschiedenen Strahlungsquellen bestrahlt werden /NOR 18b/.

Dieser Prozess wird in seiner einfachsten Form als Stufenfunktion beschrieben. Es ist zu beachten, dass es keinen eindeutigen Wert für die TDE gibt, sondern jede Kristallrichtung eines Materials aufgrund der kristallinen Anisotropie ihre eigene TDE hat /NOR 18a/. Nichtionisierenden Energieverluste unterhalb der TDE erzeugen Phononen und führen nicht zu Materialschäden, außerdem sind ballistische Rekombinationen erzeugter Defekte möglich /MAR 22/.

Folgen der Defekterzeugung sind z. B. Atomplatzwechsel, der zu permanenten Kristalldefekten führen kann oder zur thermischen Ausheilung. Unter Bestrahlung können makroskopische Änderungen der Materialeigenschaften vorkommen, wie Amorphisierung, Volumenänderung (z. B. Porenschwellen), Eigenschaftsänderungen keramischer Werkstoffe (z. B. Wärmeleitfähigkeit), Änderung der elektrischen und mechanische Eigenschaften (z. B. Versprödung) /DIE 94/. Außerdem können Transmutationen mit Produktion von He und H vorkommen /LI 12/. Parameter wie das Energiespektrum, der Fluss und die Bestrahlungstemperatur

können Einfluss auf die Defektbildung, sowie die resultierenden Materialveränderungen haben /LI 12/.

Ein Beispiel von makroskopischen Effekten der Interaktion von Teilchenstrahlung mit in der Nukleartechnik benutzten Materialien ist die Korrelation von Bestrahlung und Pelletschwellen. Dabei trifft in Reaktionen produziertes Helium auf UO_2 im Brennstoff und produziert Defektkaskaden, die zur Schwellung des Festkörpergitters und dadurch zur Schwellung des Pellets führen /KON 21/.

2.1.1.1 NRT-Modell

Der durch ein PKA-Ereignis verursachte Schaden wird mit Modellen ausgedrückt, die ursprünglich von Kinchin und Pease (K-P Modell) entwickelt und später von Norgett, Robinson und Torrens (NRT-Modell) erweitert wurden /DEO 22/. Dieses wurde dann zum arc-DPA Modell angepasst /NOR 18b/. Damit versteht sich die Erzeugung von Gitterdefekten als spezieller Ausdruck einer Schadensmetrik, die für eine breite Palette strahlungsinduzierter Schadensarten, von der Materialerhitzung bis zur Ionisierung, anwendbar ist. Eine makroskopische integrale Neutronenschadensmetrik kann dadurch als Faltung des Neutronenquellentерms über einen gegebenen Typ einer energieabhängigen mikroskopischen Schadensreaktionsfunktion und das einfallende Neutronenspektrum ausgedrückt werden /SUB 19/.

Sowohl das K-P- als auch das NRT-Modell verwenden die durchschnittliche Verschiebungsschwellenenergie als grundlegende Größe dafür, wie viel Energie benötigt wird, um ein Atom zu verschieben. Das grundlegende Konzept für die Beschreibung von Kristallgitterschäden ist hier die Berechnung der anteiligen Frenkel-Paare „displacements per atom“ (dpa), unabhängig von der weiteren Entwicklung der Punktdefekte /DIE 94/. Das K-P Modell geht von der Annahme aus, dass alle Kollisionen elastisch sind und dabei die gesamte Energie (T) auf das PKA übertragen wird, ohne weitere Energieverluste an das Gitter. Kristallographische und Temperatureffekte werden nicht betrachtet und der Energieübertragungsquerschnitt wird durch das Modell harter Kugeln, welche sich nicht überlappen, gegeben. Der Energieverlust im System hat eine Grenzenergie (E_d), über welcher keine weiteren Verschiebungen verursacht werden /HAR 23/, /WAS 07/.

Die Anzahl der verschobenen Atome (Defekte) $v(T)$, abhängig von der Energie des einfallenden Teilchens (T) und der durchschnittlichen Verschiebungsenergie (E_d) im K-P Modell, kann als Stufenfunktion folgendermaßen ausgedrückt werden:

$$v(T) = \begin{cases} 0, & \text{wenn } T < E_d \\ 1, & \text{wenn } E_d < T < 2E_d \\ \frac{T}{2 \cdot E_d}, & \text{wenn } 2E_d < T < E_c \end{cases} \quad (2.1)$$

Die von Norgett, Robinson und Torrens eingeführten Modifikationen, zielten darauf ab, die Annahmen des K-P Modells anzupassen, vor allem die Annahme des Modells der harten Kugel, welche die Anzahl der verschobenen Atome überschätzt. Robinson und Oen wiesen auf einen Fehler im von Lindhard et al. vorgeschlagenen Modell hin, bei dem angenommen wurde, dass die anfängliche Energie des primären Rückstoßes vollständig abgeführt wurde, ohne dass eine Verschiebungsschwellenenergie berücksichtigt wurde. Da das NRT-Modell eine Verschiebungsschwelle verwendet, ist eine Korrektur erforderlich, um elektronische Verluste zu berücksichtigen /LIN 23/, /ROB 82/.

Im NRT-Modell wird dementsprechend der Energieverlust an das elektronische System in Betracht gezogen. Der derzeitige internationale Standard zur Quantifizierung von dpa basiert auf Computersimulationen binärer Kollisionen von Ionenkollisionen in Festkörpern und ergibt sich in diesem Modell aus /NOR 18b/:

$$v(T) = \begin{cases} 0, & \text{wenn } T_d < E_d \\ 1, & \text{wenn } E_d < T_d < \frac{2E_d}{0.8} \\ \frac{0.8T_d}{2 \cdot E_d}, & \text{wenn } \frac{2E_d}{0.8} < T_d < \infty \end{cases} \quad (2.2)$$

Die Größe dpa steht in direktem Zusammenhang mit der Gesamtzahl der Defekte oder Frenkel-Paare $v(T)$ /FAS 11/:

$$\text{dpa} = \frac{A}{N_{AP}} v(T) \quad (2.3)$$

Der Faktor ($k=0.8$) drückt die Effizienz der Verschiebungsvorganges aus /REA 11/ und ist eine empirische Korrektur. Die Verschiebungseffizienz kann im Bereich von $T \leq 1-2$ keV als unabhängig von T betrachtet werden. Bei höheren Energien führt die Entwicklung von Kollisionskaskaden zu Defektmigration und Rekombination von Frenkel-Paaren, was zur Verminderung von $\kappa(T)$ führt. Aus der Molekulardynamik geht hervor, dass die Anzahl der überlebenden

Verschiebungen deutlich geringer ist /FAS 11/. Die Verschiebungseffizienz hängt nur geringfügig von der Ordnungszahl Z und der Temperatur ab.

In der Beschreibung des NRT-Modells ist T_d die Energie, die zur Erzeugung atomarer Verschiebungen zur Verfügung steht, d. h. die Gesamtenergie minus der Energie, welche an das elektronische System verloren geht, z. B. durch Ionisation. Die NIEL als Quantifizierungskonzept zur Beschreibung der Kollision mit Atomkernen des bestrahlten Materials, hängt von der Lindhard-Partitionsfunktion $\xi(T)$ ab, die wiederum durch das Verhältnis zwischen der nuklearen und der gesamten Bremskraft definiert ist /MAR 22/, /ROB 94/.

Konkret kann die Schadensenergie nach Robinson und Lindhard in keV ausgedrückt werden als /KON 17a/:

$$T_d(T) = \frac{T}{1 + kg(\epsilon)} \quad (2.4)$$

Wobei $g(\epsilon)$ aus der Approximation von numerischen Ergebnissen berechnet wird als:

$$g(\epsilon) = \epsilon + 0.40244\epsilon^{3/4} + 3.4008\epsilon^{1/5} \quad (2.5)$$

Und:

$$k = \frac{32 m_e^{1/2} (A_1 + A_2)^{3/2} Z_1^{2/3} Z_2^{1/2}}{3\pi M_2 A_1^{3/2} (Z_1^{2/3} + Z_2^{2/3})^{3/4}} \quad (2.6)$$

Mit:

$$\epsilon = \left(\frac{A_2 T}{(A_1 + A_2)} \right) \left(\frac{a}{Z_1 Z_2 e^2} \right) \quad (2.7)$$

Und:

$$a = a_0 \left(\frac{9\pi^2}{128} \right)^{1/3} \left(Z_1^{2/3} + Z_2^{2/3} \right)^{-1/2} \quad (2.8)$$

Dabei sind Z_1 , A_1 und Z_2 , A_2 die Ordnungszahl und Massenzahl des Projektils und Zielmaterials, m_e ist die Masse eines Elektrons, M_2 ist die Masse des Atoms des Zielmaterials, e ist die Elektronenladung und a_0 ist der Bohr-Radius /KON 17a/.

Die Berechnung der dpa im NRT-Modell berücksichtigt auch Rückstöße mit kinetischer Energie kleiner als die TDE und verursacht so eine Überschätzung der erzeugten stabilen Defekte: Mit zunehmender PKA-Energie steigt die Dichte der Frenkel-Paare an und somit auch die Wahrscheinlichkeit von Rekombinationsereignissen, sobald die Energien der Kaskadenatome unter die TDE fallen /MAR 22/. Partitionsfunktionen, die diese Problematik adressieren, wurden in speziellen Implementierungen ebenfalls angewendet /FAS 11/.

Im Allgemeinen ist die KP/NRT-dpa als Maß eindeutig besser als die Neutronenfluenz, da unterschiedliche Neutronenspektren sehr unterschiedliche Rückstoßspektren ergeben können. Wenn die dpa-Berechnung nicht in direktem Zusammenhang mit der tatsächlichen Anzahl der verschobenen Atome steht, ist das NRT-dpa Modell ein sehr gutes Maß für Materialschädigung, vor allem bei Neutronenbestrahlungen. Daher besteht die aktuelle Empfehlung in nuklearen Standards, dieses Modell im Rahmen der Materialschadensberechnung zu benutzen /NSC 15/.

2.1.1.2 Metalllegierungen

Die wichtigsten zusätzlichen Merkmale der Materialschädigung in Legierungen im Vergleich zu reinen Materialien, sind nach /NSC 15/:

- Komplexere Defektbildung: Hier kann es zu bevorzugter Verschiebung des Elements mit der geringeren Masse kommen oder zu einem zweistufigen Prozess (anfängliche Verschiebung eines Elements mit geringer Masse, gefolgt von der Verschiebung eines Elements mit hoher Masse durch das leichte Ion).
- Chemische Mischung: Je nach Bestrahlungs- und Materialbedingungen kann die Bestrahlung entweder zu verstärkter Ordnung über strahlungsverstärkte Diffusionsprozesse oder erhöhter Unordnung aufgrund der Produktion von Frenkel-Paaren, Ersatzkollisionsereignissen und ballistischer Durchmischung in energetischen Verschiebungskaskaden führen.
- Festkörper-Phasenübergänge von kristallin zu amorph: Bestrahlungsinduzierte Amorphisierung ist vor allem in Legierungen mit limitierter Phasenstabilität (z. B. intermetallische Verbindungen), bei Bestrahlung bei niedrigen Temperaturen zu beobachten.
- Strahlungsmodifizierte Entmischung und Ausfällung gelöster Stoffe: ein Beispiel hierfür ist die Chromentmischung an Korngrenzen in austenitischen Stählen, was zu SCC führen kann.
- Auflösung oder Vergrößerung des Präzipitats in Mehrphasensystemen in Legierungen, die eine oder mehrere dispergierte Phasen enthalten.

2.1.1.3 Modifiziertes NRT-Modell (athermal recombination corrected NRT oder arc-NRT)

Die wichtigsten Einschränkungen des Norgett-Robinson-Torrens-Modell (NRT-dpa), sind einerseits, dass die Anzahl der Strahlungsdefekte in Metallen nur etwa 1/3 der NRT-dpa-vorher-sagt, während andererseits die Anzahl der an der Atommischung beteiligten Atome etwa 30-mal so groß ist wie der dpa-Wert /NOR 18b/. Dies kann zu makroskopischen Konsequenzen führen, wie die Unterschätzung der Lebensdauer einer PHDW Druckbehälters um fünf Jahre, der einem anderen Neutronenspektrum ausgesetzt ist, als typischerweise getestete Materialien in Leichtwasserreaktoren /CAR 00/. Eine Weiterentwicklung des NRT-Modells, das modifizierte NRT-Modell oder arc-dpa (athermal recombination corrected displacements per atom), ermöglicht physikalisch realistischere Beschreibungen der Defekterzeugung und der athermischen Rekombinationseffekte /DEO 22/.

Die Anzahl der stabilen Defekte im arc-dpa Modell, welches die verstärkte Rekombination berücksichtigt, wird gegeben durch /NOR 18a/, /NOR 18b/

$$v(T) = \begin{cases} 0, & \text{wenn } T_d < E_d \\ 1, & \text{wenn } E_d < T_d < \frac{2E_d}{0.8} \\ \frac{\xi \cdot 0.8 T_d}{2 \cdot E_d}, & \text{wenn } \frac{2E_d}{0.8} < T_d \end{cases} \quad (2.9)$$

mit:

$$\xi_{\text{arc dpa}}(T_d) = \left(\frac{1 - c^{\text{arc rpa}}}{(E_d/0.8)^{b_{\text{arc rpa}}}} \right) T_{\text{rpa d}}^c + c^{\text{arc dpa}} \quad (2.10)$$

Ein Beispiel der Berechnungsparameter, welche gebraucht werden, um dpa mit den verschiedenen Methoden zu berechnen wird in Tab. 2.2 für Eisen dargestellt.

Tab. 2.2 Materialparameter für Eisen für das NRT-dpa und arc-dpa Modell /NSC 15/

Material	Modell	E_d	$b_{\text{arc dpa}}$	$c_{\text{arc dpa}}$	Quelle der Daten
Fe	NRT-dpa	40	-	-	ASTM Standard
Fe	Arc-dpa	40	-0.568	0.286	E_d ASTM Standard; b,c an MD-Daten gefittet

Unter radiation mixing wird die permanente Verschiebung von Atomen verstanden, die z. B. zur Verbreiterung von Grenzflächen von verschiedenen Materialien führen kann. Aus frühen MD-Simulationen ist bekannt, dass sogar bei einem Rückstoß knapp über der TDE eine Se-

quenz eingeleitet werden kann, während mehrere Atome neue Positionen einnehmen. Für die Berechnung der Anzahl der ersetzten Atome in einem Gitter kann folgende Funktion genutzt werden /NOR 18a/:

$$\xi_{rpa}(T_d) = \left(\frac{b_{rpa}^{c_{rpa}}}{(E_d/0.8)^{c_{rpa}}} + 1 \right) \frac{T_{rpa_d}^c}{b_{rpa}^{c_{rpa}} + T_{rpa_d}^c} \quad (2.11)$$

b_{rpa} steht in Zusammenhang mit der Subkaskadenbildungsenergie und hat Energieeinheiten. Die einheitenlosen Exponenten b_{arcdpa} und c_{rpa} stehen im Zusammenhang mit der Abhängigkeit der Ionenreichweite von der Energie. Die einheitenlose Größe c_{arcdpa} steht im Zusammenhang mit dem Sättigungswert der Schadensrekombination mit der Größe der Spitze der lokalen Erwärmung bei der Kaskadenbildung /NOR 18b/. Diese Materialkonstanten können mittels Molekulardynamik Simulationen oder Experimenten bestimmt werden. In der Arbeit von Nordlund et al. werden die Konstanten für etliche Materialien gegeben /NOR 18b/, /NOR 18a/.

Es ist anzumerken, dass die arc-dpa- und rpa-Modelle sich nur mit dem Schaden befassen, der während der ersten ps nach dem Beginn einer Kollisionskaskade entsteht. Sie beschreiben außerdem kein Clustering von Defekten oder Schadensüberlappungseffekte. Thermisch aktivierte Defektmigration ist bereits bei Raumtemperatur signifikant und kann die Schadenserzeugung aufgrund von Rekombinationseffekten erheblich reduzieren /NOR 18b/.

In /IWA 20a/ wurden Skalierungsfaktoren zwischen NRT-dpa und arc-dpa Modellen für Bestrahlung mit 0,025eV, 1 und 14 MeV Neutronen für die Elemente C, Al, Si, Fe, Cu und W berechnet. Dabei wurde festgestellt, dass, über 1 keV, die Skalierungsfaktoren nahe der Sättigungswerten der Schadenserzeugungseffizienzfunktion sind. Der Skalierungsfaktor für jedes Material sind unabhängig von den Bestrahlungsbedingungen. Die gleiche Beobachtung wurde auch für Energiespektren von Fissions und Fusionsreaktoren gemacht. Im Vergleich zwischen den Materialien liegen die arc-dpa-Werte leichter Materialien wie C, Al und Si nahe an den NRTdpa-Werten (innerhalb eines Faktors von 2,5). Im Vergleich dazu ist die arc-dpa von Fe, Cu und W um einen Faktor 3 bis 6 kleiner als die NRT-dpa-Werte /IWA 20a/.

2.1.2 Modellierung von strahlungsinduzierten Materialschäden

Aus den vorhergehenden Betrachtungen geht hervor, dass die Entwicklung von Strahlenschäden über verschiedenen Zeitskalen zu betrachten ist und dadurch zu einem Multiphysikproblem wird, was eine besondere Herausforderung für prädiktive Beschreibungen von Strahleneffekten ist /NOR 20/, /AND 20/. Da es keine vollständige Theorie der Strahlenschäden in

Materialien gibt, wird multiskalige Modellierung angewendet, um Strahlungsschäden in Materialien der Nukleartechnik zu modellieren /MAR 20/. In Abb. 2.1 und Tab. 2.3 werden die betrachteten Zeitskalen und die entsprechenden Modellierungsmethoden zusammengefasst.

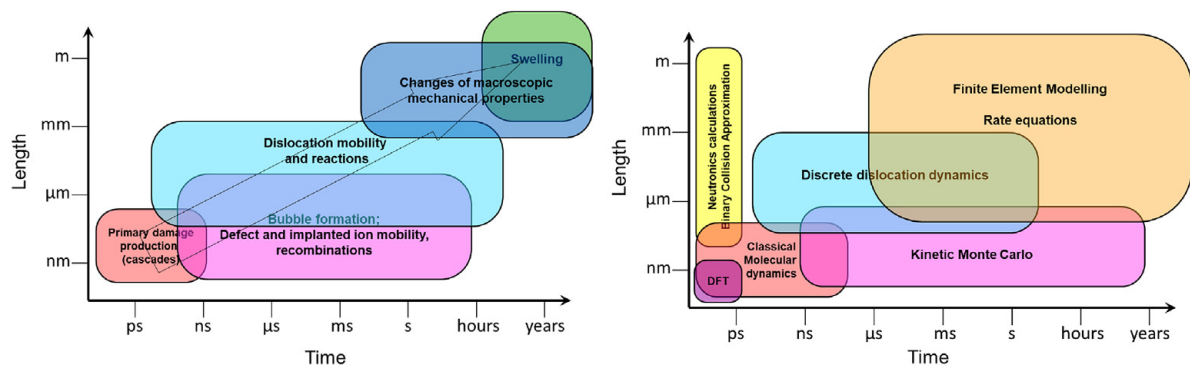


Abb. 2.1 Relevante Zeitskalen und davon abhängige Modellierungsmethoden /NOR 18a/, /SUB 24a/

Bei den in Abb. 2.1 und Tab. 2.3 dargestellten Prozessen und den dazugehörigen Methoden sieht man, dass für verschiedenen Zeiten nach dem initialen Ereignis der Interaktion eines einfallenden Teilchens mit einem Atom der Festkörpergitters, unterschiedliche Modellierungsansätze genutzt werden, wodurch die Simulation eines Events, welches zu makroskopischen Schäden führt, ein multiphysikalisches Problem wird. Entsprechend zu der Zeitskala korrelieren die Modellierungsmethoden auch mit einer Längenskala, die der Größe der simulierten Interaktionen entspricht (siehe Tab. 2.3).

Eine Berechnung der Materialschäden durch Bestrahlung wird im idealen Fall durch die Lösung der zeitabhängigen Schrödinger-Gleichung des Systems von Aufprall, zur Dissipation der Energie und stabiler Defektbildung berechnet. Um das mit Ab-initio-Methoden zu berechnen, werden hauptsächlich Methoden angewendet, die auf Dichtefunktionaltheorie-Techniken basieren. Damit werden Untersuchungen der Anfangsstadien von Strahlenschäden ermöglicht und die Entwicklung interatomarer Potenziale und Defektberechnungen unterstützt /DEO 22/.

Zu den herkömmlichsten atomistischen Techniken zur Modellierung einer Verschiebungsschadenskaskade während eines Strahlenschadens gehören außerdem Molekulardynamiksimulationen (MD) und die binary collision approximation (BCA). Hierbei ist die Simulation einer singulären Verschiebungsschadenskaskade zwar recht einfach, der Vergleich mit experimentellen Ergebnissen allerdings schwierig /DEO 22/.

Tab. 2.3 Methoden zur Modellierung der Interaktion von Strahlung und Strukturmaterialien /DEO 22/

	Zeit nach erster Interaktion	Größe des Modells	Methode
Ab initio Methoden		0.1-10 nm	Dichtefunktionaltheorie
	bis 20 ps	bis zu 100 Atomen	Ab initio MD
Atomistische Methoden		10 – 1 nm	Binary Collision Models (BCA)
	1ps – 10 ns	10 – 200 nm	Molecular Dynamics (MD)
	100 ps – 1 µs	10 – 200 nm	Atomic Kinetic Monte-Carlo
Mesoskalige Methoden	100 ps – 1 s	100 nm – 10 µm	Object Kinetic Monte-Carlo
			Discrete Dislocation Dynamics
	1 ns – 100 s	100 nm – 10 µm	Cluster Dynamics
	1 ns – 1 d	100 nm – 10 µm	Phase Field
Thermodynamische Modellierung			
Finite Elemente			

Mesoskalige Methoden simulieren die langfristige Entwicklung von Defekten und nicht das Ereignis der Kaskadenbildung. Über die Ergebnisse der atomistischen Methoden hinausgehend, benutzen sie deren Ergebnisse, um die Anzahl der Defekte bereitzustellen /DEO 22/. Es gibt außerdem auch Versuche, verschiedene Größenordnungen zu koppeln, beispielsweise durch statistische Aufarbeitung von Molekulardynamik-Simulationen zur Übergabe an Object Kinetic Monte-Carlo Simulationen /WAR 16/.

Die einzelnen relevanten Methoden, welche unter diese Gruppierungen fallen, werden im Folgenden genauer beschrieben.

2.1.2.1 DFT-Basiert

Um die fundamentalen quantenmechanischen Gleichungen von Mehratomssystemen zu lösen, kann eine Approximation mittels Dichtefunktionaltheorie angewendet werden. Diese ist effizient genug um Systeme von bis zu ein paar Hundert Atomen akkurat zu berechnen /NOR 20/. Diese Methode wird für die grundlegende Betrachtung von Defektbildung und kleinen Kaskaden angewendet, hat aber einen zu großen Rechenaufwand für größere Kaskaden, wie sie in den für die Kerntechnik relevanten Materialien vorkommen. Aufgrund der stark korrelierten Natur der 5f-Elektronen in Uran ist DFT ein grundlegender Bestandteil der Materialmodellierung zur Untersuchung der Interaktion von Fissionsgasen in der komplexen Struktur von U-basierten Verbindungen /MAR 20/. Ergebnisse der DFT werden oft zusammen mit experimen-

tellen Daten genutzt, um interatomare Potentiale für die Anwendung in Molekulardynamik-Simulationen zu fitten /MAR 20/.

Neue Entwicklungen der ab-initio-Methoden verfolgen die dynamischen und zeitabhängigen Lösungen der Schrödinger-Gleichung. Dazu werden außer TD-DFT (time dependent DFT), um z. B. die Reaktion der Elektronenstruktur des PKA zu simulieren, auch Methoden genutzt, die Molekulardynamik (MD) und DFT kombinieren. Diese werden hauptsächlich angewendet, um eine genauere Bestimmung der TDE zu ermöglichen /DEO 22/.

2.1.2.2 Binary Collision Approximation

Berechnungen und Simulationen, die auf der Binärkollisionsnäherung (BCA) beruhen, waren frühe Computertechniken zur Modellierung von Strahlungsschadensphänomenen. Solche BCA-Codes sind nützlich für die Untersuchung der Kollisionsstufen von Verschiebungskaskaden. BCA-Simulationen berücksichtigen die Wechselwirkungen zwischen zwei kollidierenden Atomen gleichzeitig und nacheinander /DEO 22/. BCA-Methoden für kristalline Ziele werden als BC (Binary Crystal) Modelle bezeichnet und ähneln klassischen MD-Modellen. Für amorphe Feststoffe werden auch MC (Monte Carlo) Modelle mit stochastischen Methoden verwendet, um Zielatome zu lokalisieren und Kollisionsparameter zu bestimmen /DEO 22/.

Die binären Kollisionsmodelle folgen der ähnlichen Grundannahme des alten NRT-Schadensmodells, bei dem Rückstoßenergien und Defektproduktionen isoliert und unabhängig von ihrer lokalen Umgebung/Geschichte sind /DEO 22/. Im Allgemeinen basiert die Definition von DPA in BCA-Berechnungen auf MD-Simulationen bei $T = 0$, wobei ein einfallendes Teilchen mit Anfangsenergie $E(0)$ mit mehreren Atomen kollidiert. Bei jeder Kollision mit einem Atom im Gitter wird das Atom herausgeschlagen, sofern die übertragene kinetische Energie die Schwellenenergie TDE überschreitet. Es kommt zu einer spontanen Rekombination der Frenkel-Paare, wenn der Abstand zwischen einer Leerstelle und einem Zwischengitteratom innerhalb einer bestimmten Grenze liegt /LI 20/. Die Auswertung des Primärschadens ergibt sich aus dem Transport in einem Raumelement und erfordert die Lösung nichtlinearer Integro-Differentialgleichungen, entweder analytisch (K-P Modell), numerisch (DART-Code) oder über Monte-Carlo-Simulationen (SRIM Code) /SUB 19/.

Sowohl in Simulationen als auch in Experimenten wurde jedoch gezeigt, dass eine kompakte Kaskade mit mehreren dichten Kollisionen in der Lage ist, lokale Gitter der gleichen Größenordnung wie die Kaskade zu destabilisieren und zu nichtlinearen Defektproduktionen zu führen /DEO 22/, /NOR 20/. Die bei weitem beliebteste Anwendung der MCA-Methode ist der Simu-

lationscode SRIM. Weiterentwicklungen der BCA-Methode, die diese Probleme adressieren, sind Gegenstand aktueller Forschung /LI 20/.

In Modellen, welche die BCA-Methode zur Berechnung der dpa benutzen, können im Allgemeinen zwei Hauptfaktoren die Schätzung der Anzahl der verschobenen Atome beeinflussen, einerseits das elektronische Bremsvermögen und andererseits die definierten Bedingungen, um ein Atom dauerhaft von seinem Gitterplatz zu verschieben. Entsprechend gibt es zwei Modelle, um die Schwellenenergie für die Entstehung von Verschiebungen zu bestimmen: das Verschiebungsenergie (E_d)- und das Rekombinationsradius (r_v)-Modell. Im E_d -Modell wird ein Gitteratom, das kinetische Energie $E > E_d$ erhält, dauerhaft verschoben und im r_v -Modell wird ein stabiles Defektpaar gebildet, wenn die Reichweite eines Rückstoßatoms r_v überschreitet. Beispiele für das E_d -Modell und das r_v -Modell sind die Codes SRIM und MARLOWE respektive /LIN 23/.

2.1.2.3 Molecular Dynamics (MD)

Eine am weitesten verbreitete Methode zur Modellierung von Kollisionskaskaden ist die Molekulardynamik. MD ist aufgrund der direkten gleichzeitigen Berücksichtigung atomarer Vielteilchenwechselwirkungen im gesamten Simulationsbereich hervorragend für die Simulation atomarer Kollisionen geeignet /DEO 22/.

MC-Codes basieren im Allgemeinen auf mehr Annahmen als MD, da sie normalerweise nur Zweikörperwechselwirkungen berücksichtigen und universelle atomare Potentiale verwenden. MD-Simulationen hingegen basieren auf der Lösung von Bewegungsgleichungen und berücksichtigen damit Vielkörperwechselwirkungen. Hier ist auch zu beachten, dass die Genauigkeit von MD von der Genauigkeit des verwendeten interatomaren Potentials abhängt. Im Vergleich zu BCA-MC-Simulationen berücksichtigen MD-Simulationen kinetische Prozesse in Materialien systematischer, z. B. Defektdiffusion und Defekt-Senken-Wechselwirkungen. Dadurch ist MD viel rechenintensiver als MC, was die simulierten Zeit- und Längenskalen begrenzt /LI 20/.

Um die Rechenkosten von MD Modellen zu verringern und ihre Möglichkeiten zu erweitern, werden aktuell verschiedene Modifikationen des Modells entwickelt /DEO 22/. Ein Beispiel dafür ist die Fragmentierung einer großen Einzelkaskade und Modellierung der aktiven Regionen der Kaskade ausgehend von einem einzelnen PKA, während die inaktiven Regionen nicht weiterverfolgt werden. Diese Methode wird auch als Cell molecular Dynamics for Cascade (CMDc) bezeichnet und eignet sich besonders gut, um PKA events mit großen Energien zu modellieren. CMDc wird für die effektivere Berechnung einer einzelnen Kaskade benutzt,

während es auch auf MD-basierte Modelle für die Simulation mehrerer Kaskaden gibt. Diese sind z. B. Consecutive Cascade (CC), welche sehr genau, aber rechenintensiv ist. Eine weitere Möglichkeit ist die Frenkel Pair Accumulation (FPA), bei der Strahlungsschäden in Form von Leerstellen-Zwischengitter-Paaren am Ende des Kollisionseignisses dargestellt werden. Mit der FPA-Methode wird der Verlust an Genauigkeit in den physikalischen Beschreibungen des Kaskadenwachstums in Kauf genommen für eine Reduzierung der Rechenkosten. Die dritte Methode für eine Weiterentwicklung von MD-Modellen ist die Reduced Order Atomistic Cascade (ROAC), durch welche das modifizierte arc-NRT-Modell definiert wird /DEO 22/.

Der Effekt von Interaktion mit Elektronen kann ebenfalls in MD-Modelle integriert werden, z. B. durch das Two-Temperature(TT)-Modell, bei dem nach dem Beginn des Strahlungseignisses die Energie auf das elektronische Gitter übertragen wird. Die Alternative dazu ist die Verwendung eines Reibungsterms für den unelastischen Energieverlust (IEL), so wie es z. B. im BCA-Modell SRIM implementiert ist /DEO 22/.

2.1.2.4 Kinetic Monte-Carlo (KMC)

Kinetische Monte-Carlo-Methoden (KMC) werden verwendet, um die Zustandsübergänge und Dynamik von Defekten über größere Zeitskalen zu simulieren, die durch Strahlenschäden entstehen. Die Simulation behandelt Zustandsübergänge direkt, indem sie einen Ratenkatalog beschreibt, der die Defektdiffusionsbarriere und damit deren Raten enthält /DEO 22/. Konkret besteht der Ratenkatalog dieser Methode aus Defektmigrationsraten und einer genauen Beschreibung von Defektreaktionen, wie z. B. Rekombinationsraten und Emissionen von Defekten aus Clustern. Die simulierten Objekte können Atome oder Defektobjekte sein, die Methode wird dann entsprechend als atomic kinetic monte carlo (AKMC) oder object kinetic monte carlo (OKMC) bezeichnet /NOR 20/. Wenn der Ratenkatalog korrekt ist und alle möglichen Reaktionen im System beschreibt, ist die KMC-Simulation statistisch nicht von einer langen Molekulardynamiksimulation zu unterscheiden /DEO 22/.

KMC-Methoden können die Kinetik nach der Entstehung des Primärschadens unter Beibehaltung der räumlichen Auflösung darstellen. Allerdings werden sie auf der Zeitskala beschränkt, da sich die Mobilität der Zwischengitteratome und Leerstellencluster stark unterscheidet. Eine weitere Schwierigkeit ist die stochastische Natur der Zeitentwicklung, die Parallelisierung erschwert /MAR 20/.

2.1.2.5 Mesoscale Methods

Zu mesoskaligen Methoden gehören das oben beschriebene Kinetic Monte-Carlo Modell, Cluster Dynamics und Phase Field Modellierung.

Discrete Dislocation Dynamics (DDD) modelliert die Bewegung von Verschiebungen, die als eine Kette von Verschiebungssegmente modelliert werden. Ähnlich wie in MD-Simulationen, werden hier die Interaktionen dieser Segmente miteinander und den assoziierten Dehnungsfeldern modelliert. Die dafür nötigen Informationen zur Interaktion bei unterschiedlicher Temperatur und Druck müssen aus MD-Modellen hergeleitet werden /NOR 20/.

Eine weitere Methode die, wie KMC, auf einer Ratentheorie (rate theory) beruht, ist Cluster Dynamics (CD) /NOR 20/. Hier wird die Entstehung von Defekten als ein Aggregationsprozess kleinerer Cluster beschrieben, die als Primärschäden entstehen /DEO 22/. Diese Methode kann verwendet werden, um ähnliche Defekte in Ensembles zusammenzufassen und dadurch die Anzahl der zu lösenden Gleichungen zu reduzieren /NOR 20/.

Phase Field Modellierung wird angewendet, um die mikrostrukturelle Entwicklung aufgrund von Strahlenschäden zu modellieren und wurde insbesondere bei der Modellierung von strahlungsinduzierter Entmischung verwendet. Sie basiert auf atomistischen Methoden zur Parametrisierung von Daten wie Defektbildungsenergien und Diffusionskoeffizienten /DEO 22/.

2.1.2.6 Finite Elemente

Finite Elemente Methoden werden hauptsächlich genutzt um die Gleichungen, die externe Kräfte beschreiben, zu lösen. Die elastoplastischen Gleichungen von Materialien verändern sich allerdings beträchtlich unter Bestrahlung. Daher ist es im Rahmen der Beschreibung von Strahlungsschäden unverzichtbar, ein vollständiges Bild auf kleineren Zeit- und Längsskalen zu erhalten, um die makroskopische Beschreibung durch FE-Methoden zu ermöglichen /NOR 20/.

2.1.2.7 Software für praktische Berechnungen in der Nukleartechnik

Typischerweise wird in der Nukleartechnik die dpa Berechnung durch die Extraktion von DPA-Querschnitten aus dem Verarbeitungscode NJOY und durch die Berechnung der Spektren der einfallenden Teilchen mit Transportcodes durchgeführt. Aus diesen zwei Inputs kann die Rate der dpa berechnet werden. Die Rückstoßenergie von PKA wird durch die Winkelverteilung der Emissionspartikel (diskrete Reaktionen) und die Energie-Winkel-Verteilung (kontinuierliche

Reaktionen) berechnet. Die DPA-Wirkungsquerschnitte werden mit dem Integral der Schadensenergie über dem Emissionswinkel (diskrete Reaktionen) berechnet. Ansätze zur direkten Berechnung mit Energie-Winkel-Verteilungen im Schwerpunktsystem scheinen außerdem gute Ergebnisse zu liefern /SHE 19/.

Im Folgenden werden die Simulationscodes beschrieben, welche üblicherweise für dpa-Berechnungen herangezogen werden (SRIM/TRIM, MCNP®, SPECTER, PHITS, FLUKA, FISPACT-II). Andere für die Berechnung von dpa genutzten Codes sind z. B. Mars /MOK 09/, RustBCA /DRO 21/, MARLOWE (BCA für Ionen) /MOT 12/, Serpent /REA 11/, DART /NOO 20a/, welche hier nicht näher beschrieben werden.

SRIM/TRIM

Der Simulationscode Stopping and Range of Ions in Materials (SRIM/TRIM) /ZIE 24b/, /ZIE 10/ ermöglicht die Berechnung von Depositionsprofilen von Ionen bei der Bestrahlung von Materialien /ZIE 08/. Der Monte-Carlo Simulationscode SRIM ist aufgrund seiner leistungsstarken Bremskraftdatenbank und seiner Benutzerfreundlichkeit die am meisten genutzte Methode zur Berechnung der nrt-dpa.

SRIM behandelt die Interaktion von Ionen auf einem Metall-Target mit der binären Kollisionsnäherung, d. h. als eine Reihe unabhängiger binärer Kollisionen. Die einzigen Parameter, die zur Beschreibung eines Materials in Bezug auf die Auswahl der kollidierenden Atompositionen verwendet werden, sind die Dichte des Materials und die relative Elementzusammensetzung. SRIM bietet zwei Möglichkeiten zur Berechnung von NRT-dpa /NSC 15/. Die eine Möglichkeit ist, den schnellen Kinchin-Pease-Modus (Q-C) anzuwenden. Dabei wird die Defektproduktion durch Teilchen der ersten Generation mithilfe der K-P-Formel gezählt und nicht explizit berechnet. Die zweite Möglichkeit ist der Vollkaskadenmodus (FC), bei dem Teilchen der weiteren Generation auch explizit durch BCA-Berechnungen berücksichtigt werden /LI 20/. Durch unterschiedliche Anwendungen von SRIM und eine verschiedene Weiterverarbeitung der Daten können sowohl das NRT-dpa als auch das arc-dpa-Modell angewendet werden /NSC 15/, /MIT 23/.

Dadurch, dass die unterliegenden Gleichungen und Modelle nicht vollständig dokumentiert sind und der Sourcecode nicht frei verfügbar ist, ist es schwierig SRIM zu verifizieren. Durch Vergleichsrechnungen mit anderen Codes sowie mit MD-Simulationen können gewisse Trends festgestellt werden. Im Fall von Neutronenbestrahlung scheint z. B. im FC-Modus die Anzahl der Fehlstellen überschätzt zu werden /LI 20/. /STO 13/ hat außerdem festgestellt,

dass die von beiden Modi berechneten Verschiebungen deutlich größer sind als die MD-Ergebnisse, wobei die Verschiebungen im FC-Modus doppelt so groß sind wie im K-P-Modus. Damit ist der FC-Modus in SRIM in Frage gestellt. Neue Untersuchungen /LIN 23/ gehen den erheblichen Abweichungen bei der Schätzung von Leerstellen zwischen den Optionen F-C und Q-C nach, indem SRIM mit anderen, auf der BCA basierten Codes (Iradina und MARLOWE) verglichen wird. Dabei wurde festgestellt, dass in SRIM F-C möglicherweise ein Codierungsfehler und eine falsche Verschiebungsschwellenenergie vorliegen. Ein Beispiel der verschiedenen Ergebnisse, die mit SRIM erzielt werden können, wird in Abb. 2.2 dargestellt.

Die gängige Empfehlung ist, bei der Verwendung von SRIM die genaue SRIM-Versionsnummer anzugeben, sowie die genauen postprocessing Methoden der SRIM-Ergebnisse anzugeben. Es ist außerdem festzuhalten, dass SRIM keine direkte Eingabe von Neutronenstrahlung annimmt, sondern immer eine Vorrechnung der PKAs benötigt, um eine dpa-Berechnung durchzuführen. Die konkrete Implementierung des dpa-Modells in SRIM wird in Kapitel 2.1.4.2 beschrieben.

Anwendungen von SRIM finden sich u. a. in /CHA 14/, /NOO 20b/, /NOO 20a/, /MIT 23/, /SAH 18/, /SUN 23/.

Simulation/equation	Model	Number of defects	Reference
Reference: Molecular dynamics, 50 keV, 100 K	9 simulations at ~15 ps	168 ± 4 (standard error)	[Stoller, 2013]
NRT model	NRT-dpa eq. with $T_{dam}=50$ keV	500	[Stoller, 2013]
arc-dpa model	arc-dpa eq. with $T_{dam}=50$ keV	153	[This work]
SRIM-2008 Kinchin-Pease Quick calculation, 5000 ions	NRT eq. with T_{dam}	540	[Stoller, 2013]
SRIM-2008 Kinchin-Pease Quick calculation, 5000 ions	sum of v_i and v_r from vacancy.txt file	530	[Stoller, 2013]
SRIM-2008 Full Cascade calculation, 5000 ions	NRT Eq. with T_{dam}	572	[Stoller, 2013]
SRIM-2008 Full Cascade calculation, 5000 ions	sum of v_i and v_r from vacancy.txt file	1099	[Stoller, 2013]
SRIM-2008.04 Kinchin-Pease Quick calculation, 10000 ions	NRT eq. with $T_{dam,r}$ based on COLLISON.TXT file	539	[This work]
SRIM-2008.04 Kinchin-Pease Quick calculation, 10000 ions	arc-dpa eq. with $T_{dam,r}$ based on COLLISON.TXT file	218	[This work]

Abb. 2.2 Schaden (Anzahl von Frenkel Paaren) von einem 78,7 keV PKA in Fe

In SRIM wurde die Verschiebungsenergie auf 40 eV und die Gitterbindungsenergie auf 0 eV gesetzt /NSC 15/, /STO 13/ unter Verwendung von /STO 13/.

MCNP®

Monte Carlo N-Particle® Code (MCNP®) ist ein Teilchentransportprogramm, welches vom Los Alamos National Laboratory entwickelt wurde. Während der Laufbahn jedes Partikels durch eine definierte Geometrie, können verschiedene auftretende Ereignisse gezählt werden. Der MCNP®-Code enthält zahlreiche Tallies für diesen Zweck, z. B. Oberflächenstrom und -fluss, Volumenfluss (Spurlänge), Punkt- oder Ringdetektoren etc., welche den Wert einer Größe und ihre statistischen Unsicherheiten ausgeben /LOS 17/.

Dpa-Rechnungen können in MCNP® über die Berechnung der Energie oder des Flusses implementiert werden /WOO 10/. Die absorbierte Energie, welche für die dpa-Berechnungen relevant ist, kann in MCNP®6.2 auf unterschiedliche Arten bestimmt werden. Dafür gibt es zwei Methoden:

- Fluss Detektoren (F2, F4, F5) mit der Möglichkeit der Einbeziehung des relevanten depositions-Querschnitts mit Hilfe der Multiplikations-FM-Karte. Die genutzten Querschnitte können auf herkömmliche NRT oder neuen Methoden wie MD, BCA oder anderen Simulationen basieren /WOO 14/.
- Explizite Modellierung des Targets (Detektor, Volumen) zur Bestimmung der Energiedeposition mit Tally F6 in MeV/g. Mit der Option der +F6 Variante besteht die Möglichkeit, sekundäre Reaktionen, die ebenfalls Energie deponieren, mit zu berücksichtigen.

Berechnung von dpa in MCNP® ist stark von der genutzten Version des Codes abhängig. Die konkrete Implementierung des dpa-Modells in den verschiedenen gängigen Versionen von MCNP® wird in Kapitel 2.1.4.1 beschrieben.

Anwendungen von MCNP®X finden sich in /REA 11/, /DAI 15/, /IMM 19/, /NOO 20b/. Anwendungen mit MCNP®6 finden sich in /HAS 17/.

PHITS

PHITS ist ein Teilchentransportcodesystem (Particle and Heavy Ion Transport Code System), welches in Zusammenarbeit der Tohoku University, des Japan Atomic Energy Research Institute und der Research Organization for Information Science & Technology entwickelt wird. Es basiert auf einem Hochenergie-Hadronentransportcode, NMTC/JAM, der mit dem Niedrigenergietransportcode, MCNP®-4C, kombiniert wurde. Eine Integrierte Methode zur dpa-Berechnung existiert seit ca. 2005 /HAR 05/.

Die Berechnungsmethode für dpa in PHITS besteht aus den folgenden drei Teilen (siehe Abb. 2.3):

1. Transportberechnung einschließlich Kernwechselwirkung
2. Berechnung des Coulomb-elastischen Streuquerschnitts zwischen PKAs und dem Zieltom
3. Cascade damage approximation

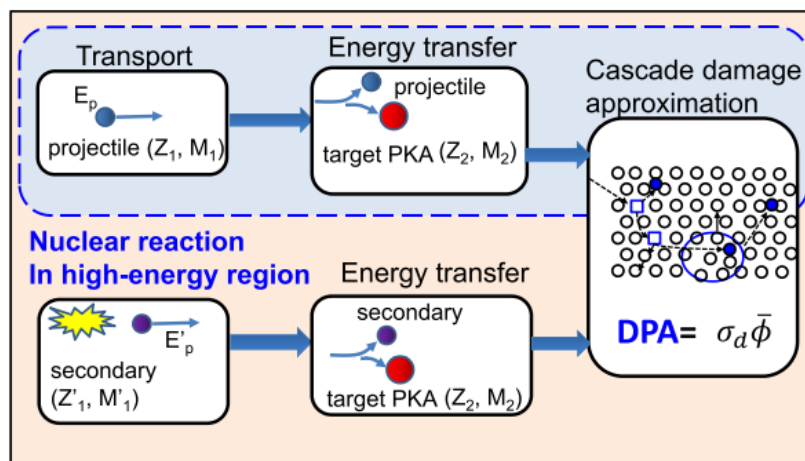


Abb. 2.3 Darstellung der dpa-Berechnung in PHITS /IWA 18/

Im Vergleich zu SRIM werden in PHITS nukleare Reaktionen, sowie Coulombstreuung des sekundären Teilchens implementiert. Außerdem wird das NRT-dpa sowie das arc-dpa Modell implementiert /IWA 18/. In Abb. 2.4 ist die Berechnungsmethode von PHITS im Vergleich zu SRIM dargestellt.

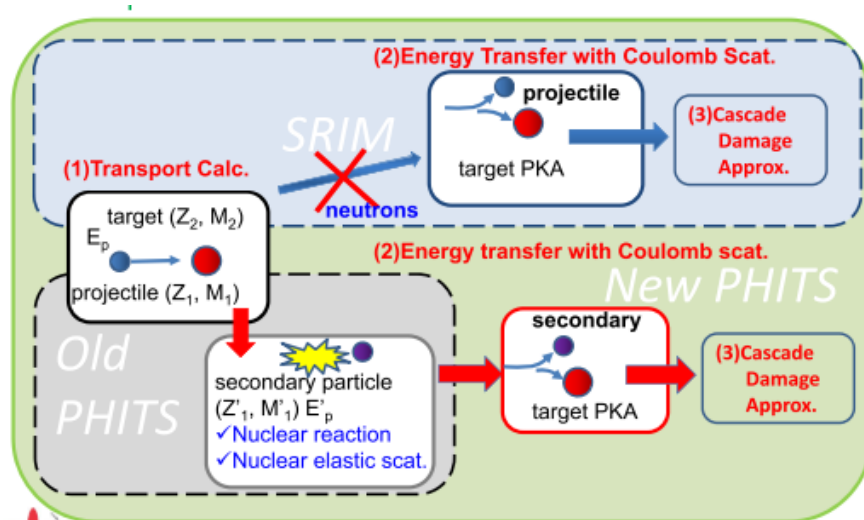


Abb. 2.4 Vergleich von dpa-Berechnung für Neutronen in SRIM und PHITS /FUK 12/

In PHITS können dpa-Werte unter Verwendung der implementierten Modelle, wie dem Event Generator Mode (EGM), für die Bestrahlung mit Fissionsspektren benutzt werden (für Neutronen mit $E_n < 20$ MeV) /IWA 20a/. Die PHITS-EGM-Kombination simuliert Teilchenenergien und Emissionswinkel, während Energie und Impuls ereignisweise unter den Bedingungen einer Neutronenbestrahlung mit niedriger Energie (< 20 MeV) erhalten bleiben. Die Monte-Carlo-Methode wird in erster Instanz verwendet, um Reaktionen aus Reaktionskanalquerschnitten für elastische und inelastische Streuung aus den ausgewerteten Kerndatenbibliotheken abzutasten. Wenn das zu einer Neutronenemission führt, werden die Energie, der Impuls und der Streuwinkel der emittierten Neutronen mithilfe der doppelten Differenzialquerschnitte der ausgehenden Neutronen bestimmt. Wenn ein Strahlungseinfang- oder die Emission eines geladenen Teilchens abgetastet wird, werden die Anregungsenergie und der Impuls des zusammengesetzten Kerns aus der einfallenden Energie und dem Impuls des Neutrons und der Masse des Zielkerns abgeleitet. Die Zerfallsprozesse der resultierenden angeregten Kerne werden mit einem speziellen Modus des Generalized Evaporation Model (GEM) gehandhabt. Das ENSDF-Based Isomeric Transition and Isomer Production Model (EBITEM) wird im Anschluss verwendet, um die geladenen Partikel angemessen zu emittieren /SUB 19/.

Der Vorteil dieser Methode ist, dass das System in der Lage ist, jede Kollision von Neutronen mit niedriger Energie als Ereignisse zu handhaben, bei denen Energie und Impuls erhalten bleiben, was nicht unbedingt der Fall ist, wenn nur verarbeitete Bibliotheken verfügbar sind (siehe auch Kapitel 0 zu Details der Bibliotheken und ihrer Verarbeitung).

Etliche Experimente wurden für die Verifizierung der in PHITS implementierten Modelle durchgeführt. Dabei wurde festgestellt, dass, während das NRT-dpa-Modell die Wirkungsquerschnitte überschätzt, es gute Übereinstimmung zwischen den gemessenen Querschnitten und dem arc-dpa Modell gibt /IWA 18/.

Anwendungen von PHITS finden sich in /IWA 13/, /IWA 14/, /IWA 18/, /HAR 05/.

FLUKA

FLUKA ist ein Code zur Berechnung von Teilchentransport und Wechselwirkung mit Materie. Er basiert auf der Monte-Carlo-Methode und kann etwa 60 verschiedene Teilchen simulieren. Falls Radionuklide als Quellen verwendet werden, simuliert FLUKA deren Zerfälle entweder durch analytisches Lösen der Bateman-Gleichungen oder durch Ausführen einer semianaloge Simulation. Die während des Zerfalls emittierten Teilchen werden zusammen mit den anderen Sekundärteilchen transportiert /MAR 22/.

In FLUKA wird der Mehrgruppenansatz für Neutronen mit niedriger Energie (< 20 MeV) verwendet. Die Bibliotheken der Neutronenquerschnitte werden mit dem Programm NJOY9 vorverarbeitet. Da die Neutronenwechselwirkungen mit dem Gruppenansatz nicht explizit behandelt werden, besteht keine Möglichkeit, die Rückstoßenergie zu berechnen. Die die NIEL-Informationen, wie sie von NJOY bereitgestellt werden, führt zu einer Überschätzung des dpa. Die punktweise Behandlung von Neutronen mit niedriger Energie für alle Materialien in FLUKA ist geplant /FAS 11/.

Der nach dem NRT-Modell berechnete dpa basiert auf der uneingeschränkten nuklearen Bremskraft und berücksichtigt auch Rückstöße mit kinetischer Energie kleiner als die TDE. Außerdem ist die Verschiebungseffizienz in Wirklichkeit von der kinetischen Energie T abhängig, insbesondere wenn $T \geq 2$ keV. FLUKA implementiert einen Korrekturfaktor für die Verschiebungseffizienz, der die größere Rekombinationswahrscheinlichkeit von Defekten bei höheren kinetischen Energien berücksichtigt, die eingeschränkte nukleare Bremskraft verwendet, und Rückstöße mit $T \leq TDE$ außer Acht lässt /MAR 22/.

/FAS 11/ beschreibt einen Formalismus zur Berechnung von Materialschäden in FLUKA, für den der Benutzer nur E_{th} , für jedes untersuchte Material definieren muss, damit die Anzahl der Rückstöße berechnet wird. Die Umrechnung in dpa wird mithilfe eines modifizierten Kinchin-Pease-Schadensmodells durchgeführt und die Auswirkungen auf die Verschiebungseffizienz bei höheren Rückstoßenergien aufgrund der Rekombination und Migration der Frenkel-Paare berücksichtigt. Eine Ausnahme in diesem Modell sind Neutronenwechselwirkungen mit niedriger Energie (< 20 MeV), Bremsstrahlung und Paarproduktion.

Anwendungen von FLUKA finden sich in /FAS 11/, /MAR 22/.

FISPACT-II

FISPACT-II ist ein Codesystem und eine Bibliotheksdatenbank zur Modellierung von Aktivierungs- und Transmutationsprozessen, Abbrand, Inventar- und Strahlungsschadensquellentermen. Der FISPACT-II-Code kann mit allen ENDF-kompatiblen Gruppenbibliotheksdaten verwendet werden. Die neuesten ENDF-Bibliotheken wie TENDL umfassen Tausende von Zielisotopen, die zur Erstellung von Kerndatenbibliotheken einschließlich PKA-Spektren und dpa verwendet werden. FISPACT-II ersetzt den mittlerweile veralteten FISPACT-Code, der von der UKAEA entwickelt und gepflegt wurde und selbst auf dem viel früheren Code FISPIN basierte /SUB 17/.

Die dpa für ein einzelnes Material wird durch das NRT-Modell berechnet /MAC 10/, /SUB 24b/. Die Verschiebungsrate kann anhand des Mittelwerts der Verschiebungsraten der Bestandteile geschätzt werden. Die Verschiebungsrate pro Atom ergibt sich durch Division der gesamten Verschiebungsrate durch die Gesamtzahl der Atome /SUB 17/.

SPECTER

SPECTER berechnet unter anderem spektral gemittelte dpa für 41 Elemente mit Wirkungsquerschnitten, welche von ENDF/B-V-abgeleitet sind. Das Tochterprogramm SPECOMP berechnet dpa für Legierungen /NOO 20a/.

Die elastische Streuung wird exakt behandelt, inelastische Streuberechnungen berücksichtigen sowohl diskrete als auch kontinuierliche Kernniveaueverteilungen. (n,xn)-Reaktionen verwenden eine Monte-Carlo-Methode für die Berechnung der Rückstoßverteilungen. Das Lindhard-Modell wird für die Berechnung der verfügbaren Energie bei Rückstößen verwendet. In SPECOMP werden sekundäre Verschiebungsfunktionen für jede Kombination aus Rückstoß und Matrixatom anhand der Daten von SPECTER berechnet, um den integrierten Verschiebungsquerschnitt jeder Neutronenenergie zu ermitteln. Schäden aufgrund von Neutronen-, Gammastrahlen- und Betazerfallsereignissen werden addiert, um den gesamten dpa-Wirkungsquerschnitt zu erhalten. SPECTER ist auf den Energiebereich von 10 bis 20 MeV und auf ENDF/B-V-Kerndaten beschränkt /WOO 14/.

Anwendungen von SPECTER finden sich in /GUI 01/, /BRI 04/, /NOO 20b/, /NOO 20a/.

SPEKTRA-PKA

SPEKTRA-PKA ist ein von der UKAEA im Rahmen von FISPACT-II entwickeltes befehlszeilengesteuertes Programm zur Berechnung der erwarteten primären Knock-on-Atom-Spektren (PKA) für ein bestimmtes Zielnuklid unter Bestrahlung mit Neutronen oder geladenen Teilchen /UNI 24/, /UNI 21/. NJOY-verarbeitete Rückstoßmatrizen müssen als nukleare Eingangsdaten für jedes Nuklid und jeden Reaktionskanal von Interesse bereitgestellt werden. Sie werden von einer leicht modifizierten Version des GROUPR-Moduls innerhalb von NJOY erstellt und können von /UNI 18/ heruntergeladen werden.

Der SPEKTRA-PKA-Code liest Rückstoßmatrizen ein und kombiniert diese mit einem einfallenden Neutronenenergiespektrum zur Berechnung von PKA-Ereignissen und Energieverteilungen. Der Code folgt einer ähnlichen Methodik wie SPECTER, ist aber kompatibel den neuesten Kerndatenbibliotheken und kann feine Gruppenstrukturen verarbeiten. Außerdem kann

der Code auch jede komplexe Materialzusammensetzung berücksichtigen und jeder Kernreaktionskanal (für jedes betrachtete Zielnuklid) und seine dazugehörige Rückstoßmatrix wird separat behandelt. Die Fähigkeit, Beiträge aufgrund unterschiedlicher Reaktionstypen zu trennen, ist ein besonderes Merkmal von SPECTRA-PKA und erlaubt einen tieferen Einblick in die Prozesse, welche zur Materialschädigung beitragen können /SUB 19/, /GIL 15/, /GIL 18/.

2.1.2.8 Libraries und Parameter für die Berechnung

Die relevante Wirkungsquerschnitte für das NRT-dpa Modell stammen aus Kerndatenbibliotheken, die über Codes wie NJOY nutzbar sind. NJOY kann diese Wirkungsquerschnitte direkt in dpa-Werte verarbeiten, die den Energieverlust an Elektronen beinhalten /NSC 15/. Auf Grund der praktischen Bedeutung von Eisen existiert ein ASTM-Standard für dpa-Berechnungen der auf der Größe NRT-dpa beruht /AST 23/.

Wirkungsquerschnittsbibliotheken und Formate

Die aktuellen Wirkungsquerschnittsbibliotheken sind ENDF/B-VIII.0 (USA, publiziert 2018) /BRO 24a/, JEFF-3.3.1 (NEA, publiziert 2017) /NUC 24/, TENDL-2023 (Europa, publiziert 2023) /KON 19a/, /KON 24/, JENDL-5 (Japan, publiziert 2023) /JAP 24a/. Die ENDF-Formate (Evaluated Nuclear Data Files) wurden ursprünglich für die Verwendung in den nationalen US-amerikanischen Nukleardatendateien ENDF/B entwickelt. Durch die internationale Verwendung der ENDF-Formate, wurden die diese von den ENDF/B-Bibliotheken abgekoppelt („ENDF-6-Format“ versus „ENDF/B-VI-Bibliothek“). Die Kontrolle über die ENDF-Formate verbleibt bei der US Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG) und die Formatspezifikationen werden über das National Nuclear Data Center am Brookhaven National Laboratory veröffentlicht /LOS 13/. Die CSEWG erwägt das im Jahre 2011 publizierte Generalized Nuclear Data Format (GND 1.0) als Ersatzformat für das veraltete ENDF-6-Format /BRO 24b/. Zur Evaluierung der Wirkungsquerschnittsdaten werden Processing-Codes wie z. B. NJOY2016 (für ENDF) /LOS 23/, FUDGE (GND) oder die japanische Neuentwicklung FRENDY (für ENDF und GND) verwendet /JAP 24b/.

NJOY kann zur Generierung einer Mehrgruppenbibliothek für die Berechnung des Neutronentransports verwendet werden. Dieser Code verfügt über ein Modul HEATR, das die Rückstoßenergie in allen möglichen Reaktionskanälen wie Streuung, Einfang, usw. verfolgt und daraus die Schadensenergie anhand des Norgett-Robinson-Torrens-Modells (NRT) berechnet. Wie das NRT Modell selber, ist es allerdings auf die Verarbeitung von Einzelisotopenmaterial beschränkt /CHA 14/.

Bibliotheken für Parameter zu arc-DPA Rechnungen

Die übliche Methode, um PKA-Energiespektren zu berechnen, ist einen Evaluationscode, z. B. SPEKTRA-PKA, zu benutzen. Davor müssen die Daten erst mit NJOY vorprozessiert werden. Eine Alternative im dazu niedrigenergetischen Bereich ($< 20\text{MeV}$) ist PHITS mit dem in Kapitel 0 beschriebenen event generator mode (EGM) zu prozessieren, der unter Erhaltung von Energie und Impuls PKAs ausgibt /SUB 19/.

Generell muss beachtet werden, dass komplexe abgeleitete Daten, wie etwa Spektren eines PKA (Rückstoß und Sekundärteilchen gleichermaßen), mit unterschiedlichen Methoden bestimmte Datendefizite aufzeigen können. So wurde beispielsweise beobachtet, dass die dpa-rate in Nickel von ENDF/B-VIII.0 im Vergleich zu TENDL-2017 unterschätzt wird, weil der Anteil der nichtelastischen Streuung fehlt /SUB 19/. Im Rahmen von Neutronenenergien, wie sie in Fissionsanwendungen vorkommen, ist das von geringem Einfluss. Im Allgemeinen kann aber davon ausgegangen werden, dass ENDF/B-VIII.0 wesentliche Einschränkungen im höheren Energiebereich hat. Ein weiteres Beispiel ist das Nuklid Zr-90, bei dem das PKA-Spektrum zwischen 0 und 2,5 MeV aus JEFF 3.2 deutlich höher ist als aus TENDL2015 und das PKA-Spektrum aus ENDF/B-VIII deutlich niedriger ist als TENDL2015. Ähnlich verhält es sich für die Nuklide As-75, Y-89 und Ag-109 aus ENDF/B-VIII und Mn-55 aus JEFF3.2, für welche die PKA-Spektren auch deutlich höher sind als die entsprechenden aus TENDL2015 /SUB 19/.

NRT-dpa Wirkungsquerschnitte können von den in Tab. 2.4 verlinkten Quellen zur Benutzung heruntergeladen werden. In /IAE 20/ sind auch Vergleiche der verschiedenen Bibliotheken hinterlegt, wie z. B. in /IAE 24a/ der Vergleich zwischen TENDL2019 und ENDF/B-VIII.

Tab. 2.4 NRT-dpa Wirkungsquerschnitte und ihre Quellen

Referenz/ Download	Target	Einfallendes Teilchen	Libraries	Typ
Index of /CRPdpa/TENDL-19/El0	Ag-Zr (Elemente in natürlicher Isotopzusammensetzung)	Neutronen	TENDL-2019	NRT-dpa aus NJOY2016 (pointwise)
Index of /CRPdpa/JENDL-4/El0	Ag-Zr (Elemente in natürlicher Isotopzusammensetzung)	Neutronen	JENDL-4.0	NRT-dpa aus NJOY2016 (pointwise)
Index of /CRPdpa/ENDFB-8.0/El0	Ag-Zr (Elemente in natürlicher Isotopzusammensetzung)	Neutronen	ENDF/B-VIII	NRT-dpa aus NJOY2016 (pointwise)

Referenz/ Download	Target	Einfallendes Teilchen	Libraries	Typ
Index of /CRPdpa/TENDL-19/pka	Elemente und Isotope	Neutronen	TENDL-2019	PKA Spektren aus NJOY2016 (groupwise)

Im Rahmen des Coordinated Research Project zu dpa der IAEA /IAE 20/ wurden NRT-dpa und arc-dpa Wirkungsquerschnitte für ein breites Spektrum an Elementen und Materialien tabelliert und seitdem mit neuen Methoden erweitert.

Die Methode zur Ermittlung der arc-dpa-Parameter wurde von Konobeyev et al in 2017 entwickelt /KON 17b/. Daraus wurden in 2018 die atomaren Verschiebungsquerschnitte mithilfe des arc-dpa-Modells, des NRT-Modells und Neutronendaten aus den Bibliotheken ENDF/B-VIII, JEFF-3.3, JENDL-4 und TENDL-2017 berechnet /KON 18a/, /KON 19b/, zu finden unter /KON 18b/, /OEC 24/. Seitdem wurden die neue Bibliotheken JENDL-5 und TENDL-2021 veröffentlicht, sowie eine Testbibliothek JEFF-4T1.

Die von der Methodik abgeleiteten Parameter wurden zusammen mit Daten aus den neu erschienenen Neutronendaten verwendet, um Berechnungen von Verschiebungsquerschnitten von Be bis Bi durchzuführen. Für einige Materialien wurde die Berechnung der Anzahl der unter Bestrahlung entstehenden stabilen Defekte mit dem arc-DPA-Modell durch Berechnungen mit dem BCA-Ansatz ergänzt /KON 22/. NJOY-2016 mit implementierten Unterprogrammen für arc-dpa-Modellberechnungen wurde für die Berechnung der Verschiebungsquerschnitte genutzt. Für die Berechnung von Rückstoßenergiespektren und -querschnitten wurden Daten der Testversion JEFF-4T1, Daten von ENDF/B-VIII, JENDL-5 und TENDL-2021 verwendet. Der PREPRO-2021-Code wurde unter anderem zur Berechnung von Verschiebungsquerschnitten für natürliche Isotopenmischungen und anderen Hilfsberechnungen angewendet /KON 22/.

Die aktuellsten Schadenswirkungsquerschnitte und ihre Quellen sind in Tab. 2.5 tabelliert und können bei der IAEA /IAE 24b/, dem KIT /KAR 24/ oder UKAEA /UNI 18/ nach Bedarf in verschiedenen Formaten heruntergeladen werden.

Tab. 2.5 Vollständige Bibliotheken für NRT-dpa und arc-dpa Berechnungen

Referenz	Target Material	Einfallendes Teilchen und Energie	Genutzte Bibliotheken	Methode
/KON 19b/ Index of /public/download-endf/DXS/Displacement_XS/DXS.(2018)/Neutron_irradiation	Be-Bi	Neutronen von 10^{-5} eV bis 10 GeV	JEFF-3.3, ENDF/BVIII.0, JENDL-4.0, extended with TENDL-2017	Arc-dpa, NRT-dpa
/KON 19b/ Index of /public/download-endf/DXS/Displacement_XS/DXS.(2018)/Proton_irradiation	Be-Bi	Protonen von 10^{-5} eV bis 10 GeV		Arc-dpa, NRT-dpa
Index of /public/download-endf/DXS/Displacement_XS/Stainless_Steels	Eurofer, SS-316	Neutronen von 10^{-5} eV bis 10 GeV		NRT-dpa
/KON 22/ Dateien - bwSync&Share	Be-Bi	Neutronen von 10^{-5} eV bis 200 MeV	JEFF-4T1, ENDF/B-VIII, JENDL-5, TENDL-2021	Arc-dpa

2.1.3 Vergleich der Modelle und Simulationsprogramme

Vergleiche zwischen SRIM- und MD-Codes haben gezeigt, dass der SRIM-Code normalerweise die Anzahl der primären Strahlungsdefekte überschätzt, da dieses Modell die schnelle partielle Relaxationsphase nicht berücksichtigt /DEO 22/.

Ein Vergleich zwischen MCNP® und Serpent unter Anwendung der gleichen Wirkungsquerschnitte als Funktion von Energie und Abbrand bei Neutronenbestrahlung von Reaktormaterialien zeigte sehr gute Übereinstimmung der dpa-Raten. Die maximale Abweichung war 4,5 % für Energien zwischen 9,5 und 10,5 MeV. Die beobachteten Unterschiede sind auf die leicht unterschiedlichen Funktionsweisen dieser Codes zurückzuführen, wobei die Geschwindigkeit der Berechnung den Hauptunterschied darstellte, da Serpent durch einen spezialisierten Reaktor-Gitter-Code effizientere Rechnungen durchführt /REA 11/.

Der Vergleich des FLUKA Modells mit eingeschränkten Energieverlusten und der modifizierten Verschiebungseffizienz von /FAS 11/ für einen ^{76}Ge -Ionenstrahl von 130 MeV/A auf ein W-Target zeigt niedrigere dpa-Werte im Vergleich zu SRIM aber höhere als die von PHITS.

In /NOO 20a/ wird der Kern eines WWER-1000 in MCNP[®]X (v.2.7) simuliert, um das Neutronspektrum am Cladding zu berechnen. Zur Berechnung der dpa werden folgende Methoden miteinander verglichen:

1. NRT-dpa: SPECTER and SPECTRA-PKA
2. arc-dpa MCNPX+arc-dpa
3. BCA: PTRAC+SRIM
4. Kombinierte Methode: SPECTRA-PKA+SRIM

Die Abb. 2.5 Beispiel der verschiedenen Kombinationen von Codes um dpa zu berechnen in /NOO 20a/ zeigt die jeweilige Kombination von Codes und Methoden, um dpa zu berechnen. Dabei wird für die SRIM-Berechnung einerseits die PTRAC Karte von MCNP[®]X benutzt und andererseits SPEKTRA-PKA, welches keine Informationen zur Position der PKAs liefert. Der Unterschied in dpa, der sich aus den mit SPECTRA-PKA+SRIM und MCNPX(PTRAC)+SRIM durchgeführten Analysen ergibt, zeigt die Bedeutung koordinatenabhängiger PKAs bei der Schätzung der Strahlenschadensverteilung /NOO 20a/. Hier ist anzumerken, dass keine dokumentierten Versuche unternommen wurden, bekannte Überschätzung der dpa im F-C Modus von SRIM zu korrigieren, da das Paper, vor der Klärung dieses Problems publiziert wurde.

Der Code- und Methodenübergreifende Vergleich ergab folgende Ergebnisse:

- die MCNPX+arc-dpa-Methode berechneten dpa-Werte im Vergleich stimmen am besten mit experimentellen Daten überein. Der arc-dpa-Wert beträgt fast 34 % der mit SPECTER und SPECTRA-PKA berechneten NRT-dpa
- die dpa mit der in SRIM implementierten F-C-Methode ist doppelt so hoch wie die mit der K-P-Methode ermittelte dpa
- Von allen Methoden außer MCNPX (arc-dpa), liegt die Berechnung mit SPEKTRA-PKA am nächsten an den experimentellen Daten (dreimal so hoch)
- beim Vergleich der reinen NRT-dpa Berechnung (SPEKTRA-PKA) mit den vier SRIM-Methoden (SPEKTRA-PKA+SRIM F-C, SPEKTRA-PKA+SRIM Q-C, MCNPX+SRIM F-C, MCNPX+SRIM Q-C) liegt MCNPX+SRIM Q-C am nächsten.
- Die Unterschiede zwischen MCNPX+SRIM und SPECTRA-PKA+SRIM werden der Verwendung koordinatenabhängiger PKA bei dpa-Berechnungen angerechnet. Das ist besonders interessant für aussagekräftige Visualisierungen in SRIM.

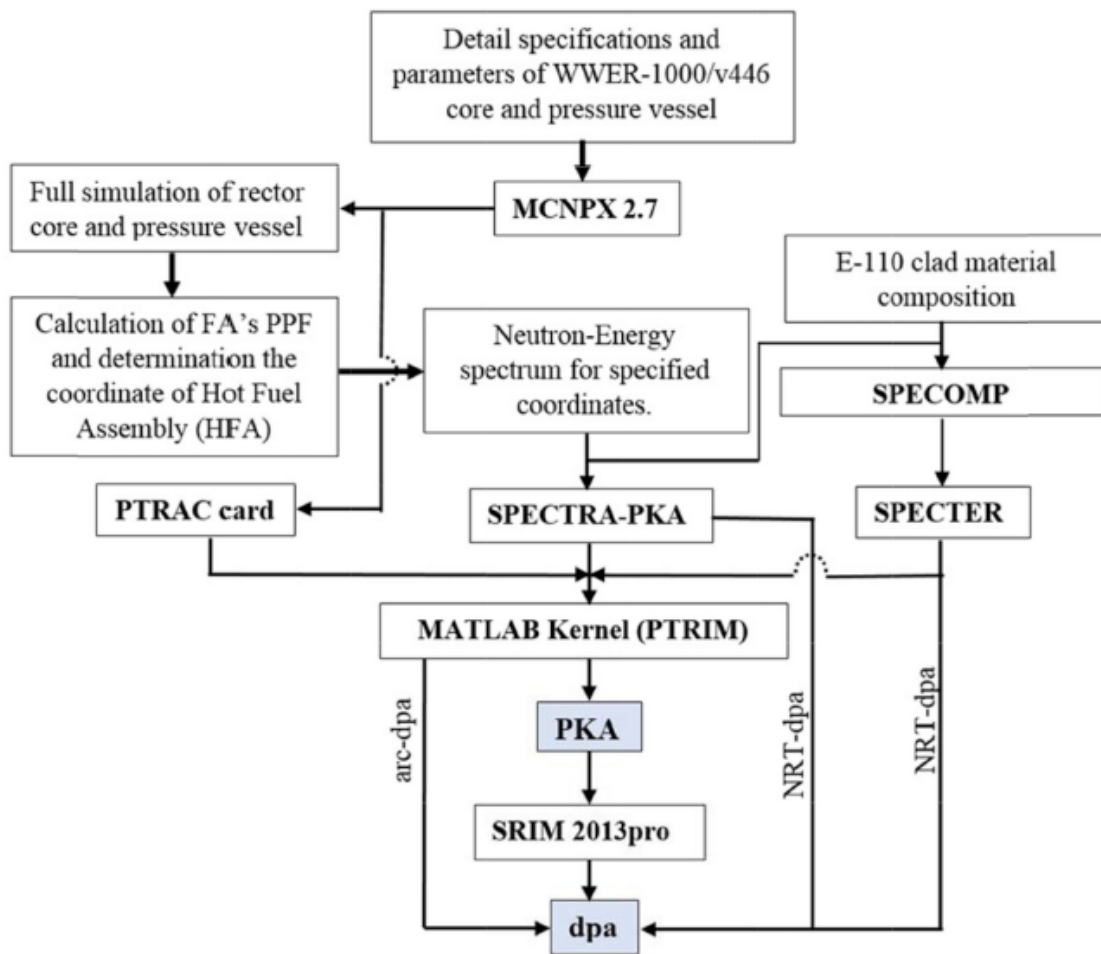


Abb. 2.5 Beispiel der verschiedenen Kombinationen von Codes um dpa zu berechnen in /NOO 20a/

Tab. 2.6 Vergleiche der Modellierungsmethoden von dpa Berechnungen

	SRIM/TRIM	FLUKA	SERPENT	MARS	MARLOWE	SPEKTRA-PKA
	MCNP® N auf Zr: Dpa Werte deutlich niedriger bei Berechnung mit MCNPX (arc-dpa) als SRIM Die Auswahl des FC oder Q-C Modus in SRIM macht sehr viel aus /NOO 20a/		Vergleichbare Ergebnisse /REA 11/			N auf Zr target. arc-dpa mit MCNPX 34 % der mit SPEKTRA-PKA berechneten NRT-dpa /NOO 20a/
32	PHITS Ge-76 Ionen auf W target: gute Übereinstimmung /IWA 13/	n und p auf Cu target (10MeV-1GeV) bis auf Faktor 2 Übereinstimmung /IWA 13/ Ionen auf W target. FLUKA erzeugt höhere dpa Werte /FAS 11/		Ge-76 Ionen auf W target: gute Übereinstimmung /IWA 13/		
	SRIM/TRIM N auf Zr: F-C Methode doppelt so hohe dpa wie Q-C Methode /NOO 20a/.	Ionen auf W target. FLUKA erzeugt niedrigere dpa Werte /FAS 11/			Fe Ionen auf Fe Target. Der nicht-korrigierte F-C Modus überschätzt die Anzahl der Ersatzkollisionen. Bei Korrektur des F-C Modus vergleichbar /LIN 23/.	N auf Zr: dpa niedriger in reiner SPEKTRA-PKA Rechnung als SPEKTRA-PKA+SRIM oder MCNPX+SRIM. Effekt wird durch den F-C Modus verstärkt

2.1.4 Praktische Anwendungen

In praktischen Anwendungen kann die dpa Rate ausgedrückt werden als die Anzahl der Verschiebungen pro Volumen und Zeit (R) geteilt durch die atomare Dichte des Materials (N) /MAS 11/, /SHO 15/

$$R_{dpa} = \frac{R}{N} = \int_{E_m}^{E_M} \sigma(E_i) \Phi(E_i) dE_i \quad (2.12)$$

wobei N die Atomzahldichte und EM das Maximum der Energie des einfallenden Teilchens ist und die Em die Minimalenergie. $\Phi(E_i)$ ist der energieabhängige Teilchenfluss pro Energieeinheit, und $\sigma_D(E_i)$ ist der energieabhängige Verdrängungsquerschnitt, abhängig von der auf das PKA übertragenen Energie (T) /SHO /:

$$\sigma_D = \int_{T_0}^{T_1} \sigma(E_i, T) v(T) dT \quad (2.13)$$

Hier gibt $\sigma(E_i, T)$ die Wahrscheinlichkeit in Bezug auf den Wirkungsquerschnitt für eine solche Energieübertragung an (siehe auch Kapitel 2.1.2.8), während $v(T)$ die Anzahl der Verschiebungen ist, die durch das Atom mit der Energie T verursacht werden, definiert über das K-P oder NRT Modell /DEO 22/.

2.1.4.1 Implementierung des NRT-Modells in MCNP®

Die Anwendung der Tally-Multiplikatorkarte auf eine Flux-Tally im Monte-Carlo-N-Partikel-Code (MCNP®) ermöglicht die Berechnung der Rate der Strahlenschäden (R_x) verursacht durch einen Strahlenfluss ($\Phi(E)$) in einem Material durch die Berechnung des Integrals /CRU 22/:

$$R_x = C \int_0^\infty \sigma_x(E) \Phi(E) dE \quad (2.14)$$

Der Wirkungsquerschnitt ($\sigma_x(E)$) wird von dem Code zur Bearbeitung von nuklearen Daten NJOY in MT = 444 (MF = 3) gespeichert. Die entsprechenden Wirkungsquerschnitte können in NJOY mit der HEATR Funktion aufgerufen werden /REA 11/.

Mit dem NRT-Modell kann daraus der Strahlenschaden bei einer Bestrahlungszeit T berechnet werden. Dabei wird ein empirischer Faktor $\eta = 0.8$ und die materialspezifische Schwellenenergie für eine stabile Verschiebung (E_d) herangezogen.

$$D_x = \frac{\eta}{2E_d} \int_0^T R_d(t) dt \quad (2.15)$$

Dabei ist zu beachten, dass FM tallies in Einheiten von MeV-barns/cm² ausgegeben werden und ein entsprechender Normalisationsfaktor für die vorhergehende Gleichung berechnet werden muss /CRU 22/. Für gemischte Materialien kann der normalisierte Strahlungsschaden für jede Komponente skaliert mit den Atomprozent für diese Komponente im gemischten Material angenähert werden.

Werte für die Schwellenenergie können sich zwischen unterschiedlichen Quellen stark unterscheiden. Außerdem gelten die betrachteten Modelle nur für reine Elemente und berücksichtigen dementsprechend nicht die potenziellen Interaktionen der Verbindungen. Ein gewichtetes Mittel kann nur verwendet werden, wenn die Komponenten des Materialgemisches ähnliche atomare Massen haben, daher funktioniert dieser Ansatz in Legierungen wie Edelstahl, aber nicht für Materialien wie z. B. Silikon Carbide oder Keramiken /CRU 22/.

In MCNP[®]X und MCNP[®]5 müssen Modifikationen der ENDF/B-VII-Bibliotheken mit dem Programm NJOY vorgenommen werden, um Neutronenfluss in dpa umzuwandeln /IMM 19/, /REA 11/. Da die Berechnung von dpa anhand des Gesamtschadensquerschnitts eines Materials und der Energiemenge, die erforderlich ist, um ein Atom aus seiner Position im Gitter des Materials zu verdrängen abhängt, können für Neutronen diese Größen mit dem Gesamtquerschnitt des Materials kombiniert werden, um den Gesamt-dpa-Querschnitt des Materials zu erhalten. Für photoatomare Wechselwirkungen müssen partielle Kerma heating factors für einzelne Wechselwirkungstypen (Modul GAMINR in NJOY).

Die Unabhängigkeit aller Größen, mit Ausnahme des DPA-Querschnitts und des Neutronenflusses, von der einfallenden Neutronenenergie ermöglicht es, diese Größen zu einem einzigen Tally Multiplikationsfaktor der folgenden Form zusammenzufassen /IMM 19/:

$$\frac{\sum_{i=1}^N \left(X_i \frac{1}{E_{d,i}} \right)}{\sum_{i=1}^N X_i} \quad (2.16)$$

Wobei X_i die atomare Dichte in atom/(barn-cm) ist und $E_{d,i}$ die Energie darstellt, die es benötigt, um ein Atom des Typs i mit $\sigma_i^{dpa}(E)$ zu verschieben.

Kombiniert mit der betreffenden Materialnummer und der Reaktionsnummer (444), sind das die einzigen Größen, die in der Tally Definition angegeben werden müssen. Eine detaillierte Beschreibung der Herstellung von problemabhängigen Wirkungsquerschnitten für dpa Berechnungen findet sich in /IMM 19/.

Die für MCNP®6 verfügbare ACE-Querschnittsbibliothek (PyNE, 2016) verfügt über Neutronenschadensquerschnitte, die unter der Interaktionskennung/Reaktionsnummer MT = 444 gespeichert sind. MCNP® kann die dpa rate mithilfe eines F4 Tallies und der kontinuierlichen Querschnitte die gewünschte Interaktion berechnen. Wie beschrieben nimmt die FM-Karte dann folgende Form an /HAS 17/:

FMn ; c ; m ; (rxn-Liste)

- n: benutzerdefinierte Tally nummer
- c: eine benutzerdefinierte Multiplikationskonstante. Wenn die Konstante c als $\eta_{MC}/2E_D$ multipliziert mit einem beliebigen Zeitumrechnungsfaktor, wie z. B. der Anzahl der Sekunden pro Jahr, definiert wird, kann man die FM-Karte so anpassen, dass die dpa-Rate vollständig in MCNP® berechnet werden kann /HAS 17/.
- m: ist die Materialnummer, für die die Reaktionsrate berechnet wird
- rxn-Liste: der ENDF-Reaktionstyp, der durch MT-Nummern angegeben wird. Die Reaktionszahl für diese Anwendung ist 444. Es ist möglich, die FM-Karte zu überarbeiten, um die DPA-Rate vollständig in MCNP® zu berechnen.

Wie oben gezeigt, sind die Methoden zur Berechnung von Materialschaden in dpa in jeder Version von MCNP® nicht unbedingt vergleichbar. Eine weitere Option zur Berech-

nung von dpa in der Version MCNP[®]X ist, den Transport von Teilchen in einer HTAPE-Datei zu speichern. HTAPE3X, welches in MCNP[®]X (von LAHET) enthalten ist, liest HTAPE-Historien und berechnet das Schadensenergiespektrum, das in DPA umgewandelt wird. Vorteile. Trotz deutlich einfacherer Handhabung, kann diese Methode Schäden unterschätzen, wenn Beiträge < 20 MeV signifikant sind, da Wechselwirkungen von Neutronen < 20 MeV werden nicht in der HISTP-Datei aufgezeichnet werden /WOO 14/. Das HTAPE3X-Programm ist nicht im Lieferumfang von MCNP[®]6 enthalten. Die MCNP[®]X-Version sollte jedoch die meisten Ausgabedateien von MCNP[®]6 lesen und verarbeiten können /LOS 17/. Die Methoden zur dpa Berechnung in MCNP[®]X sind in Abb. 2.6 zusammengefasst.

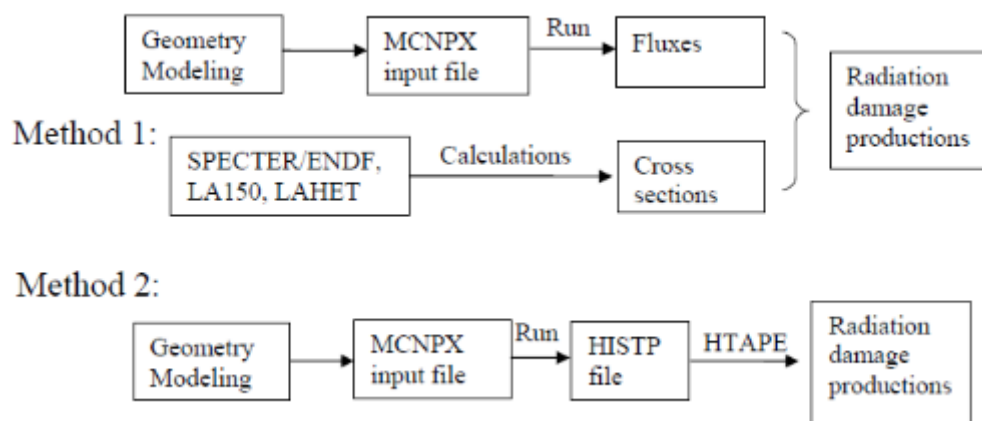


Abb. 2.6 Methoden zur dpa Berechnung in MCNP[®]X /WOO 14/

2.1.4.2 Implementierung des NRT-dpa und arc-dpa Modells in SRIM

In SRIM gibt es zwei Methoden zur Berechnung von Materialschaden durch Ionenbestrahlung. Die schnellste Berechnungsmethode ist der „Quick Calculation“ (Q-C) Modus, welcher eine einfache KP-Berechnung durchführt, die keine Ersatzkollisionen beinhaltet. Alternativ kann der Modus „Full Cascade“ (F-C) angewendet werden. Dabei werden Kollisionen mit Atomen weiterverfolgt, bis die geladenen Teilchen unter eine Schwellenenergie fallen, und schließen daher auch Ersatzkollisionen ein /AGA 21/, /STO 13/, /HAR 23/. Mit der SRIM F-C-Berechnung, welche die im Allgemeinen genauere SRIM-Bremskraftdatenbank verwendet, ist es möglich, die detaillierten Energieverluste im Zusammenhang mit der Ionisierung und so eine integrierte Schadensenergie für alle simulierten Ionen zu erhalten. In Folge sollte die effektive Schadensenergie für zusammengesetzte Targets genauer berechnet werden. Diese Methode ist dem SRIM Q-C-Modus überlegen, der auf einer ungefähren analytischen Funktion basiert und nur für $Z_1=Z_2$ streng

gültig ist /LIN 23/. Die berechnete Kaskade wird graphisch dargestellt, so dass die Eindringtiefe in das Material visualisiert werden kann /ZIE 24a/.

In SRIM ist E_d die Mindestenergie, die erforderlich ist, um ein Target Atom weit genug von seinem Gitterplatz zu verdrängen, um eine sofortige Rückkehr zu verhindern, während E_b die Mindestenergie ist, um ein Atom von seinem Gitterplatz zu entfernen. Dabei wird die Energie elektronischer Bindungen berücksichtigt /ZIE 08/. Darüber hinaus wurde E_s definiert, um der Tatsache Rechnung zu tragen, dass die zum Entfernen eines Atoms von seinem Gitterplatz auf der Zieloberfläche erforderliche Energie geringer ist als innerhalb des Materials /LIN 23/. Die Endenergie (E_f) stellt die Energieschwelle dar, unterhalb derer ein bewegtes Atom als ruhend betrachtet wird und wird im F-C-Programm mit dem Wert $E_f = 1$ eV /ZIE 08/. Ein Ersatz eines Atoms, definiert als die Energieübertragung eines einfallenden Atoms auf das Zielatom des gleichen Elementes und Einnahme dessen Platzes im Gitter, kann generiert werden, wenn E_1 kleiner als E_f ist. Jedes Mal, wenn ein Ersatz erzeugt wird, wird eine Leerstelle abgezogen. Aus physikalischer Sicht allerdings, sind Ionen mit Energien unter E_d nicht in der Lage, eine Verschiebung zu induzieren, obwohl sie einen Ersatz induzieren könnten (siehe auch Abb. 2.7)

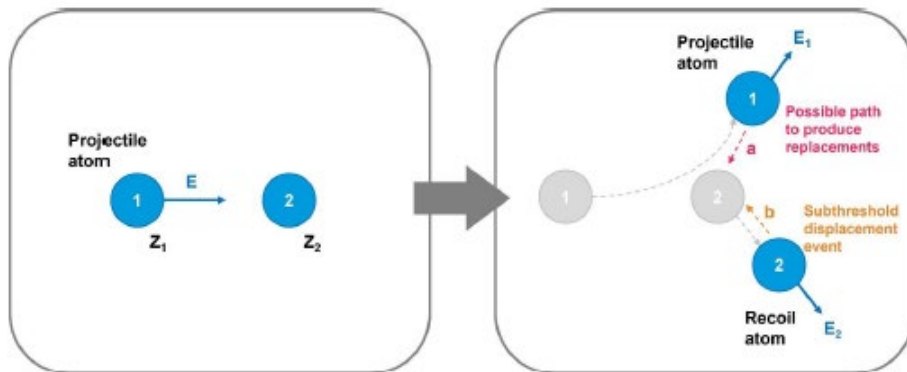


Abb. 2.7 Funktionsweise der Ersatzkollisionen in SRIM /LIN 23/

Um nach der SRIM-Simulation die dpa oder Anzahl der Leerstellen zu berechnen, werden drei verschiedenen Möglichkeiten angegeben (siehe Tab. 2.7). In der ersten Methode wird die dpa-Berechnung in SRIM durchgeführt. Hier gibt es signifikante Unterschiede in der Methode basierend auf dem ausgewählten Modus. Die zweite Methode ist intensiver im Postprocessing der Simulationsergebnisse. Hier muss die Gleichung

$$v_{NRT} = \frac{0.8T_d}{2 \cdot E_d} \quad (2.17)$$

Anhand der Ergebnisse berechnet werden. Es ist anzumerken, dass die Verwendung von Gl. 1 zur Umrechnung der Schadensenergie in Leerstellen die Leerstellenproduktion leicht unterschätzen kann, da die NRT-Defektproduktionsgleichung bei Schadensenergien zwischen E_d und $2,5E_d$ größer ist als dieser lineare Ausdruck.

Die in Kapitel 2.1.2.7 beschriebene und bekannte Überschätzung der Fehlstellen im F-C Modus von SRIM kann auf die Anwendung der vacancy.txt Methode im F-C Modus zurückgeführt werden. Bei $E_f = 1\text{eV}$ produziert diese Methode 1,4 bis 1,7-mal mehr Leerstellen als Vergleichsrechnungen im Q-C Modus oder in den weiteren zwei Methoden im F-C Modus. Wenn $E_f = E_d$ gesetzt wird, d. h. die SRIM-Berechnungen werden für Energien unter E_d abgebrochen, wird dieses Problem der Überschätzung von Leerstellen weitgehend umgangen. Es wird als wahrscheinlich angenommen, dass dieser Effekt von einem Programmierfehler bei der Behandlung von Kollisionen mit Rückstoßenergien unter E_d , die Ersetzungen fälschlicherweise als Fehlstellen klassifizieren, was zu einer Überschätzung der Fehlstellen und einer Unterschätzung der Ersetzungen führt /LIN 23/. Obwohl das gleichsetzen von E_f gleich E_d in SRIM die Überschätzung von Leerstellen beheben kann, ist Vorsicht geboten, da in diesem Fall die Summe der endgültigen dissipierten Energiewerte nicht der anfänglichen Teilchenenergie entspricht /LIN 23/.

Tab. 2.7 Methoden zur dpa Berechnung in SRIM, reproduziert aus /LIN 23/

Name	Modus	Berechnungsmethode in SRIM	SRIM Output File	Berechnung
Vacancy.txt	Q-C	$v_{NRT} = \frac{0.8T_d}{2 \cdot E_d}$	Vacancy.txt	Addition der Spalten „Ion Element Knock-Ons“ und „Target Element Vacancies“, um die Anzahl der Leerstellen zu erhalten (v_{NRT}).
Vacancy.txt	F-C	Die Gleichung zur Berechnung von v_{NRT} wird nicht ausgeführt, sondern jede Kollision wird einzeln ausgewertet. Wenn die Energien sowohl des einfallenden Ions nach der Kollision als auch des zurückweichenden Zielatoms über der erforderlichen kinetischen Energie, die dem getroffenen Atom übertragen werden muss, entsteht an diesem Gitterplatz eine Leerstelle.	Vacancy.txt	Addition der Spalten „Ion Element Knock-Ons“ und „Target Element Vacancies“, um die Anzahl der Leerstellen zu erhalten (v_{NRT}).
Recoil damage energy	Q-C und FC	Klassifizierung als Schadensenergiemethode. Erfordert eine manuelle Berechnung der Schadensenergie.	E2RECOIL.txt, IONIZ.txt	Subtraktion der Integration der Spalte „IONIZ. By RECOILS“ von der Spalte „Energy Absorbed by Target Element“, um die Schadensenergie (T_d) für Gleichung für v_{NRT} manuell zu berechnen.
Phonon energy	Q-C und FC	Klassifizierung als Schadensenergiemethode. Erfordert eine manuelle Berechnung der Schadensenergie.	Phonon.txt	Subtraktion der Integration der Spalte „PHONONS by ION“ von der Spalte „PHONONS by RECOILS“, um die Schadensenergie (T_d) für Gleichung für v_{NRT} manuell zu berechnen.

Die Berechnung von Schaden durch Neutronen, Photonen und Elektronenbestrahlung ist eine spezielle Anwendung von SRIM und verlangt zusätzliche Schritte zur Implementierung. SRIM kann verwendet werden, um die Rückstoßkaskaden in Festkörpern zu berechnen, die durch Neutronen, Elektronen oder Photonen verursacht werden, wobei TRIM nur den Kaskadenschaden ohne Schäden durch einfallende Partikel auswertet /ZIE 24c/.

Das einfallende Teilchen muss in einem externen Programm (z.B. MCNP®) simuliert werden, um die Position und Rückstoßstatistiken für jedes Kollisionsatom zu berechnen. Dann kann SRIM verwendet werden, um die vollständige Zielrückstoßkaskade zu berechnen, die von jedem Kollisionsatom ausgeht. Aus dieser Information wird eine Datei namens TRIM.DAT vorbereitet, die die Parameter jeder Kaskade angibt. Ein Beispiel für TRIM.DAT, das jedes Rückstoßatom angibt und seine Kaskade berechnet, ist in Abb. 2.8 dargestellt. TRIM berechnet daraus die Kaskaden mit einem „unsichtbaren“ einfallenden Partikel /ZIE 24c/.

Table 2 - TRIM.DAT - Sample File for Collision Cascades

TRIM.DAT : TRIM recoil cascade data file								
<i>Data Format: Top 10 lines are user comments, with line #8 describing experiment.</i>								
<i>Data Format: Line #8 will be written into all TRIM output files (various files: *.TXT).</i>								
<i>Data Format: Data Table line consist of: EventName(5 char.) + 9 numbers separated by spaces.</i>								
<i>Data Format: The Event Name consists of any 5 characters to identify that line.</i>								
<i>Typical Data File is shown below, with a variety of numerical formats, all acceptable.</i>								
<i>Note that cos(X) = 1 for normal incidence, and cos(X) = -1 for back towards the target surface.</i>								
Recoils from 1670000 eV electrons in SiO2(1200A)+GaAs(10000A)								
Event Name	Atom Numb	Energy (eV)	Depth X (Å)	Lateral-Position Y (Å) Z (Å)		Atom Direction Cos(X) Cos(Y) Cos(Z)		
A-1	8	59.2	322	24	12.34	0.99998	.000012	-.000017
C-3	33	1259.	10.02E3	432	12.3E2	-0.23258	-.543453	.443483
AA-1	8	98764	522	-24.3	-12	0.99998	.000012	-.000017
123C	14	1.56E4	2222	-33	-69	0.62344	-.295513	.003415
9875	33	7.31E4	3322	-82.9	154	0.34234	-.336437	-.017437
asd	6	0.98E5	0.882E2	-206	588	0.03754	.032936	-.334616

Abb. 2.8 Beispiel des TRIM.DAT Files zur Berechnung von dpa durch Neutronen /ZIE 24c/

Der Anfang der Datei TRIM.DAT enthält zehn Zeilen mit Kommentaren, die bei der TRIM-Berechnung nicht verwendet werden. Die erste Spalte ist eine fünfstellige ID, die auf dem Bildschirm angezeigt wird, während der Rückstoß aktiv ist. Die Spalten 2 - 3 zeigen die Ordnungszahl und Energie (eV) des zurückstoßenden Atoms. Spalte 4 gibt die Tiefe (Å) im Ziel an, wo das zurückstoßende Atom beginnt – dies ist die Koordinate

der x-Achse. Die Tiefe muss eine positive Zahl sein. Die Spalten 5 - 6 sind die anfängliche seitliche Position des Atoms (Å). Die anfängliche Flugbahn des zurückstoßenden Atoms wird durch seine Richtungscosinus angegeben, Spalten 7 - 9, wobei die x-Achse der Tiefe im Ziel entspricht ($\cos(X)$ ist positiv, wenn das Ion in das Ziel eindringt, und negativ, wenn es sich in Richtung der Zieloberfläche bewegt) /ZIE 24c/.

Im Anschluss wird das Programm im „full cascades“ Modus gestartet. Angaben für Ionentyp und -masse werden für die Rechnung nicht verwendet. Es ist allerdings wichtig, dass die gesetzte Ionenenergie eine größere Energie als jeder Rückstoß in der TRIM.DAT hat und dass das Ziel dick genug ist, um alle Ionen und Rückstöße aufzunehmen. Die Kaskadenergebnisse und Statistiken jeder Kollision werden in COLLISION.TXT gespeichert /ZIE 24c/.

Unter Verwendung der Datei COLLISION.TXT, welche die Energie aller PKAs im Kinchin-Pease-Berechnungsmodell enthält, kann man außerdem arc-dpa berechnen. Wenn die primären Rückstöße gut voneinander getrennt sind, kann die arc-dpa Funktion verwendet werden, um nach der SRIM-Simulation die entsprechende Berechnung der dpa durchzuführen. Eine detaillierte Beschreibung dieser Methode findet sich in /NSC 15/.

2.1.4.3 Implementierung des NRT-dpa und arc-dpa Modells in PHITS

In PHITS sind verschiedene Tally-Funktionen implementiert, mit Hilfe derer physikalische Größen, z. B. Fluenz, Energie und sekundäre Teilchen, aus der PHITS-Simulation abgeleitet werden können. Für die Ausgabe der dpa wird ein dedizierter Tally genutzt. Der Tally Typ für [t-dpa] kann ein region mesh (reg), ein r-z-scoring Mesh (r-z) und ein xyz-scoring mesh (xyz) verwendet werden. Zusätzlich kann das Tetraeder-Mesh (tet) verwendet werden. Mit Auswahl des entsprechenden Tallies wird dpa durch Multiplikation der Fluenz mit dem Schadensquerschnitt berechnet. Der athermisch-rekombinationskorrigierte dpa(arc-dpa) kann mit idpa = 1 im Abschnitt [t-dpa] ausgegeben werden /IWA 20b/. Siehe auch weitere Parameter des dpa Tallies in Abb. 2.9. Weitere parameter zur formatierung des Outputs sowie zur Visualisierung sind ebenfalls auswählbar /JAP 24c/.

name	value	explanation
mesh =	reg, r-z, xyz, tet	Mesh type: a mesh type subsection is required below this option.
part =	all (default), particle name	Tally particle.
material =	(optional) all, number of materials	Specify materials for scoring. all : default (same as no definition). To set number of materials, define the material numbers in the next line. The number of materials can be set as a negative value, in which case the specified materials are not included for scoring.
(next line)	2 5 8	Material numbers.
unit =	1, 2	1: DPA [x1.E-24/source] 2: DPA [1/source]
idpa =	(optional, D=0)	0: dpa without athermal recombination correction (NRT-dpa). 1: dpa with athermal recombination correction (arc-dpa).
axis =	eng, reg, x, y, z, r tet xy, yz, xz, rz	x axis value of output data. x axis value of output data (only active with mesh=tet). 2-dimensional.
samepage =	(optional, D=part)	The type of data to be displayed on the same page of the image output file. Parameters that can be defined in axis can be specified.
file =	file name	Define file names. This is required by each setting of axis.
resfile =	(optional, D=file)	Define a file name of the past tally in the restart calculation: even if several axis parameters were defined, specify only one resfile.

Abb. 2.9 Parameter in der [T-dpa] Section von PHITS /JAP 24c/

2.2 Beispiel der Anwendung von DPA-Berechnungen

2.2.1 Im Rahmen des Abfallmanagements

Materialveränderungen auf Grund von Bestrahlung und deren Effekte auf die strukturellen Eigenschaften sind auch in der Lagerung von HAW Abfällen von Interesse, vor allem im Rahmen der verlängerten Zwischenlagerung /SPY 18/ und ihrer Korrelation mit makroskopischen Effekten wie Stress Corrosion Cracking /INT 02/. Dies bezieht sich vor allem auf Neutronen- und zu einem geringeren Anteil Photonenbestrahlung der Behältermaterialien, aber auch die Effekte von Alphastrahlung auf das Cladding werden betrachtet. Im Folgenden werden ausgewählte Anwendungen der dpa Berechnung im Rahmen des Abfallmanagements in chronologischer Reihenfolge zusammengefasst.

In /GUI 01/ wird der Effekt von Neutronen und Photonenbestrahlung auf Kupfer und Eisen in einer für die Endlagerung typischen Konfiguration und Zeitskala anhand des NRT Modells berechnet. Hierbei wurde der ANL Code SPECTER für die Berechnung der Neutronen Schadensquerschnitte verwendet. Für Photonen wurde der LLNL Code DISP

verwendet. Für Kupfer wurde eine maximale dpa-Rate $5,0 \times 10^{-10}$ dpa/Jahr von Neutronen und $1,7 \times 10^{-10}$ dpa/Jahr von Gammas. Für Eisen ergab sich eine maximale dpa/Jahr-Rate $9,2 \times 10^{-10}$ dpa/Jahr von Neutronen und $4,0 \times 10^{-9}$ dpa/Jahr von Gammas. Somit werden anfänglich 80 % der Verschiebungen durch Gammas verursacht. Für längere Zeitskalen (100 000 Jahre) wurde bedacht, dass sich Neutronen Spektren, im Vergleich zu Photonen Spektren, nicht signifikant verändern. Nach 100 000 Jahren wurde für Kupfer ein kumulierter maximaler Wert von $4,2 \times 10^{-7}$ dpa berechnet, wobei 1,2 % auf Gammas zurückzuführen ist. Für Eisen war der entsprechende maximale Wert $9,5 \times 10^{-7}$ dpa, wobei 16 % von Gammastrahlen stammen. Diese Werte liegen unter der experimentellen Auflösung von 10^{-7} dpa und somit auch um mindestens eine Größenordnung unter den für minimale Änderungen der mechanischen Eigenschaften erforderlichen Werten /GUI 01/.

Berechnungen auf der gleichen Datenbasis wurden außerdem vom Französischen Institut CEA im Rahmen der Endlagerplanung durchgeführt /BRI 04/. Zum besseren Vergleich wurden die gleichen Wirkungsquerschnitte (siehe Abb. 2.10) für die Berechnungen genutzt. Die berechnete dpa Rate für die französischen Brennelemente war, wie wegen der Ähnlichkeit zu den schwedischen erwartet, sehr ähnlich und lagen für MOX-Brennelemente bei $1,6 \times 10^{-11}$ und $9,6 \times 10^{-11}$ für Neutronen und $1,5 \times 10^{-9}$ und $2,8 \times 10^{-9}$ für Photonen (nach 30 Jahren). Im Anschluss wurde das Clusterdynamikmodell angewendet um die Bildung, das Wachstum und die Vergrößerung von interstitiellen, Leerstellen- oder gelösten Clustern und dadurch den Einfluss der Kupferausfällung und der Punktdefekthäufung auf die mechanischen Eigenschaften des Behälters zu beleuchten. Dabei zeigte sich, dass Kupferfällung zu einem starken Anstieg der Scherspannung führt, wobei der größte Teil der Aushärtung während der ersten Jahre der Lagerung tritt. Dabei hängt die Ausfällungskinetik von der Bestrahlung und der Temperatur ab.

Particle Energy	σ neutrons (average)	σ gamma
0,5 - 0,821 MeV	44 barn-keV	$2.91 \cdot 10^{-4}$ barn-keV
0,8 - 1,5 MeV		$7.96 \cdot 10^{-3}$ barn-keV
2 - 2.5 MeV		$5.17 \cdot 10^{-2}$ barn-keV

Abb. 2.10 Wirkungsquerschnitte in Eisen /BRI 04/

Für Lagerbehälter aus Stahl mit einem Overpack aus Beton wurde außerdem der Schaden in der Beschichtung durch Neutronenbestrahlung bei einem Riss des Lagerbehälters betrachtet /RAD 15/. Dafür wurden mit dem Simulationsprogramm SRIM verschiede-

dene Kompositionen und Anordnungen von Beschichtungen simuliert, die Protonen (anstatt von Neutronen, die in SRIM nicht direkt berechnet werden können) ausgesetzt sind.

Strahlenschaden im Cladding von Pellets mit hohem Abbrand durch Alpha-Zerfall im Brennstoff wurde z. B. durch Forschungsarbeiten im KIT betrachtet anhand eines Pellets mit Durchschnittlichem Abbrand von 50,4 GWd/Mg SM /GEC 22/. Für die mit FLUKA durchgeführten Berechnungen wurde ein modifiziertes Kinchin-Pease Modell genutzt (beschrieben in /MAR 22/). Über 100 Jahre betrachtet, wurde festgestellt, dass der Strahlungsschaden hauptsächlich auf der Ebene der Zirkonoxidschicht an der Schnittstelle zwischen Pellet und Mantel entsteht und nur als Folge des Zerfalls der Cm-Isotope in das Zircaloy-4-Material eindringt. Diese Eindringtiefe beträgt nicht mehr als 2,5 % der Dicke ausgehend vom Rand des Uranoxid-Pellets /MAR 22/. Der Beitrag zu den dpa von den Cm-Isotopen, wurden auch in anderen Studien bestätigt, die feststellen, dass Materialschäden nach 32 Jahren auf der Mantelinnenfläche mehr als 1×10^{-1} dpa betragen /GEC 22/.

2.2.2 Andere Anwendungen

Im Rahmen der nuklearen Anwendungen ist dpa Berechnung hauptsächlich interessant für die Abschätzung der Materialschäden an den Strukturteilen von Reaktoren und aus dieser Anwendung kommt der Großteil der Erfahrungswerte /NUC 96/. Methoden für die Berechnung von dpa in LWR-Komponenten während des Leistungsbetriebs können mit akzeptabler Rechenzeit in SERPENT oder MCNP® durchgeführt werden /REA 11/. In Hochtemperatur-Reaktoren wurde mit MCNP® berechnet, dass der Neutronenfluss $1,7 \text{ E-04 dpa}$ über die gesamte Laufzeit von 60 Jahren herbeiführt /HAM 18/. Im Reaktordruckbehälter eines PHWR (Atucha II) wurden mit MCNP®5 Maximalwerte von $3,76 \text{ E-12/s}$ erreicht /MAS 11/.

Die Bewertung der Auswirkungen auf die dpa des Reaktorbehälters des Hochflusisotopenreaktors (HFIR) durch einen Wechsel auf LEU wurde ebenfalls mit MCNP®5 mit ADVANTAGE berechnet. Um den Teilchenfluss in einen energieintegrierten Parameter wie dpa umzuwandeln, wurden Energiegruppenstrukturen verwendet. Die Neutronen- und Photonenverschiebungsquerschnitte für Eisen wurden aus ASTM Standard E693-12 bzw. Baumann entnommen /DAI 15/.

Besonders interessant ist die Berechnung von dpa auch im Rahmen von Wartungs- und anderen Prozessen, bei denen Komponenten regelmäßig starken Strahlungsfeldern

ausgesetzt werden. Ein Beispiel dafür sind automatisierte Mechanismen in der Radio-graphie, für welche mit MCNP®6.1 Strahlungsfelder und Komponentenschäden errechnet werden können /HAS 17/.

2.3 Ergebnisse der vorbereitenden Arbeiten

Das klassische NRT-dpa-Modell ist weiterhin sinnvoll, zum Vergleich skalierten Strahlungsdosen (Exposition), trotz der Überschätzung der Defekterzeugung. Es ist weiterhin der Standard zum ersten Vergleich von Strahlungsschäden in verschiedenen Umgebungen. Die neuen Modelle arc-dpa und rpa erweitern dieses Modell, indem sie zusätzlich genaue Vorhersagen der primären Schadenserzeugung und Strahlungsmischung liefern. Hier ist aber auch zu beachten, dass die praktische Anwendung von arc-dpa und rpa, die Erstellung geeigneter Parameterdatenbanken für die relevanten Materialien voraussetzt /NOR 18b/.

Die in Frage kommenden Optionen zur Berechnung von dpa basierend auf der vorhergehenden Analyse des Standes von Wissenschaft und Technik sind folgende:

1. Methoden basierend auf MCNP®6:

- a) Berechnung von NRT dpa durch die Multiplikation von einem F4 Tally mit MT=444. Hier ist nicht ausreichend geklärt welche Wirkungsquerschnitte genutzt werden von MCNP®.
- b) Flussberechnung in MCNP®6 für die Materialien und Koordinaten von Interesse und Ausgabe des ptrac files. Konvertierung des ptrac Files in das requisite Input File mit Koordinaten für SRIM und Berechnung der dpa mit SRIM. Hier können zwei verschiedene Methoden angewendet werden. Die Berechnung mit SRIM basiert auf der BCA-Methode.
- c) Erstellung der Wirkungsquerschnitte für die dpa Berechnung mit dem Programm NJOY. Dies würde ermöglichen Wirkungsquerschnitte für die Berechnung von arc-dpa zu verwenden. Ersatz der Bibliothek in MCNP® und Berechnung von arc-dpa durch die Multiplikation von einem F4 Tally mit MT=444.
- d) Verwendung eines F6 Tallies zur Bestimmung der Energiedeposition in Mev/g und explizite Berechnung der dpa.

2. Methoden basierend auf PHITS:

- a) Berechnung von NRT-dpa und arc-dpa mit Anwendung des [t-dpa] tallies.

2.4 Modellerstellung zur Berechnung von Strahlenschäden

2.4.1 Minimalbeispiel

Das Minimalbeispiel für den Vergleich von verschiedenen Berechnungs- und Modellierungsmethoden bildet ein Block Eisen. Für einen Vergleich mit Literaturwerten, wurde dieser mit einer Dicke von 1 cm und 2 cm Länge und Weite gewählt. Die Bestrahlung wird von einer monoenergetischen (2 MeV) flachen (1,5 x 1,5cm) Neutronenquelle im Abstand von 1,5 cm vorgenommen /QAD 20/. In /QAD 20/ werden dpa mit MCNP®X berechnet, indem der Fluss mit den Wirkungsquerschnitten gefaltet wird, wobei die genutzten Libraries nicht näher spezifiziert werden.

Angelehnt an diese Geometrie wurde ein Minimalbeispiel in PHITS und MCNP®6.2 umgesetzt.

2.4.1.1 Quellterme und Eingangsdaten

In Abb. 2.11 ist das für beide Simulationsprogramme verwendete Minimalbeispiel sowohl in xz- als auch in xy-Ebene (hier in einer Darstellung aus PHITS) gezeigt. Eine runde Neutronenquelle mit einem Durchmesser von 1,5 cm ist auf ein Rechteck aus verschiedenen Materialien gerichtet.

Die Energie der Neutronenquelle beträgt 2 MeV. Außerdem wird zum Vergleich auch das Neutronenspektrum eines Transport- und Lagerbehälters als Quellterm eingesetzt. Die dpa-Werte werden für die im Behälter vorkommenden Materialien berechnet und die Ergebnisse in den folgenden Kapiteln dargestellt. PHITS bietet außerdem die Möglichkeit, dpa durch Photonenbestrahlung zu berechnen. Auch hier wird eine Monoenergetische Quelle und das Photonenspektrum eines Transport- und Lagerbehälters verglichen. In Tab. 2.8 sind die Charakteristika der Simulationen in PHITS und MCNP®6.2 zusammengefasst.

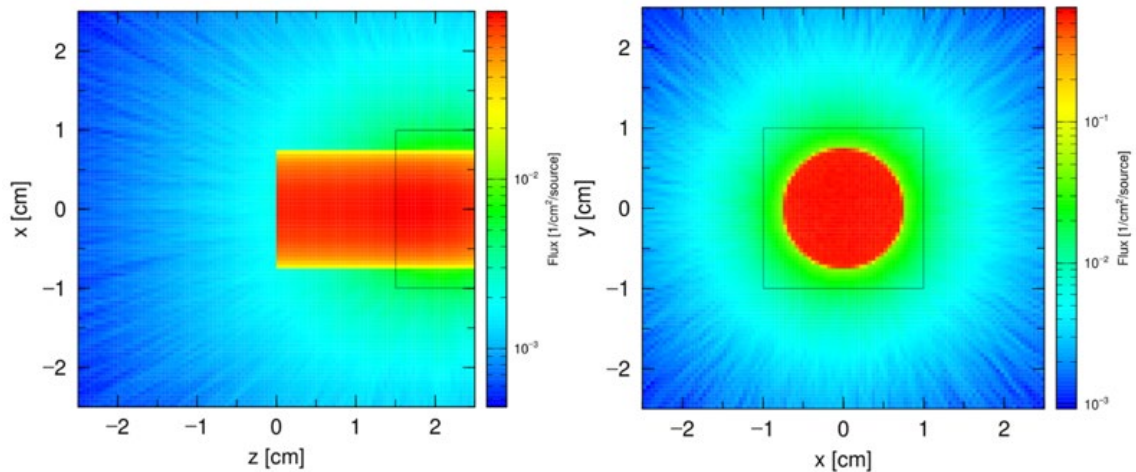


Abb. 2.11 Darstellung der Geometrie von Quelle und Target

Tab. 2.8 Allgemeine Parameter der Simulationen in MCNP® und PHITS

	MCNP®	PHITS
Strahlungsart	Neutronen	Neutronen, Photonen
Energie	2 MeV Neutronen, Neutronspektrum eines 16 x 16 DWR-Brennelementes nach 5 Jahren Lagerzeit	2 MeV Neutronen, Spektrum eines 16x 16 DWR-Brennelementes nach 5 Jahren Lagerzeit
Modell für DPA	Ausgabe des F4 Tallys gefaltet mit dem MT=444 Wirkungsquerschnitt aus NJOY, kann für die Berechnung von dpa aus dem NRT-Modell genutzt werden.	NRT und ARC
Direkte DPA-Ausgabe	Nein	Ja

2.4.1.2 PHITS

Die Ergebnisse der PHITS Simulation sind in Tab. 2.9 zusammengefasst. Von den hier betrachteten Materialien (Eisen, Aluminium, Kupfer, Silizium, Mangan und Nickel) hat Silizium die höchsten Werte mit 2,11E-22 dpa/Quellstärke. Die niedrigsten Werte hat Mangan mit 8,73E-23 dpa/Quellstärke. In Abb. 2.12 ist der dpa Tally in PHITS anhand der Simulation mit Eisen dargestellt.

Tab. 2.9 Dpa/Quelle in Eisen, Aluminium, Kupfer, Silizium, Mangan und Nickel für eine Monoenergetische Quelle und das Neutronenspektrum eines Behälters

Quelle	Material	NRT-dpa/Quelle	rel. Fehler	Arcdpa/Quelle	rel. Fehler
2 MeV	Fe	6,09E-23	0,004	2,33E-23	0,004
spectrum	Fe	7,72E-23	0,005	2,93E-23	0,005
2MeV	Al	2,25E-22	0,003	1,32E-22	0,003
spectrum	Al	2,03E-22	0,004	1,02E-22	0,004
2MeV	Cu	4,76E-23	0,005	1,10E-23	0,005
spectrum	Cu	7,18E-23	0,006	1,63E-23	0,006
2MeV	Si	2,11E-22	0,004	1,16E-22	0,004
spectrum	Si	1,94E-22	0,004	1,07E-22	0,004
2MeV	Mn	8,73E-23	0,004	3,27E-23	0,004
spectrum	Mn	8,57E-23	0,005	3,20E-23	0,005
2MeV	Ni	6,86E-23	0,004	1,89E-23	0,004
spectrum	Ni	8,76E-23	0,005	2,40E-23	0,005

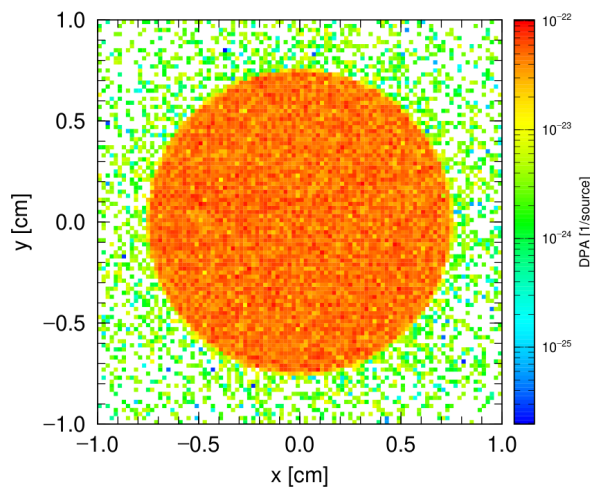


Abb. 2.12 Visualisierung eines dpa-Tallys mit 100x100 Voxel auf der x-y-Ebene für Eisen

Die hier berechneten Werte sind, wie üblich bei Monte-Carlo-Programmen zum Strahlentransport pro Quellteilchen angegeben. Um den Vergleich mit anderen Publikationen und Simulationsergebnissen zu vereinfachen, wird auch hier auf eine Skalierung auf die Quellintensität verzichtet. Wenn die üblichere Einheit dpa/s beispielsweise für eine Quelle der Intensität 10^6 Neutronen/s berechnet werden soll, können die in Tab. 2.3

tabellierten Ergebnisse mit diesem Faktor skaliert werden. Im Fall von Eisen wären das beispielsweise $6,09\text{E-}17\text{dpa/s}$.

Eine Skalierung auf die Oberfläche des betrachteten Materials erlaubt einen Vergleich mit Werten aus der Literatur. In /IWA 18/ wird die $\text{dpa}\cdot\text{cm}^2/\text{einfallendes Teilchen}$ für eine Anzahl an Materialien und Bestrahlung mit Neutronen und Protonen berechnet. Die dort zitierten Werte stimmen gut mit den hier berechneten Werten für die dpa überein. Die Berechnung der Autoren ergab für eine ähnliche Geometrie einen arc-dpa Wert von $1,77\text{E-}22$ und einen NRT-dpa Wert von $5,60\text{E-}22$ für 1 MeV Neutronen in Eisen.

Die arc-dpa Werte aus diesen Simulationen sind ebenfalls in Tab. 2.9 zusammengefasst. Hier kann beobachtet werden, dass alle arc-dpa Werte deutlich unter den entsprechenden NRT-dpa-Werten liegen. Der Vergleich der dpa-Werte zwischen einer monoenergetischen und dem Quellterm eines Lagerbehälters zeigt, dass die Unterschiede stark vom Material abhängen. Im Fall von Fe und Cu ist der Wert bei monoenergetischer Bestrahlung niedriger als bei Bestrahlung mit dem Lagerbehälter Spektrum. Für die restlichen Materialien kann das Gegenteil beobachtet werden.

Im Fall von Photonenbestrahlung sind die NRT-dpa und arc-dpa Werte in Tab. 2.10 zusammengefasst. Diese sind für die hier betrachteten Materialien zwischen zwei und vier Größenordnungen kleiner als die Werte für Neutronenbestrahlung.

Tab. 2.10 Dpa/Quelle in Eisen, Aluminium, Kupfer, Silizium, Mangan und Nickel für eine Monoenergetische Quelle und das Photonenspektrum eines Behälters

Quelle	Material	NRT-dpa/Quelle	rel. Fehler	Arcdpa/Quelle	rel. Fehler
mono	Fe	1,20E-25	0,0019	1,20E-25	0,0019
spectrum	Fe	2,74E-26	0,0028	2,73E-26	0,0028
mono	Al	1,07E-25	0,0037	1,07E-25	0,0037
spectrum	Al	3,41E-27	0,0119	3,41E-27	0,0119
mono	Cu	1,41E-25	0,0019	1,38E-25	0,0019
spectrum	Cu	2,29E-26	0,0027	2,16E-26	0,0027
mono	Si	1,33E-25	0,0040	1,33E-25	0,0040
spectrum	Si	4,51E-27	0,0121	4,51E-27	0,0121

2.4.1.3 MCNP®6

In MCNP® ist die Berechnung von dpa nicht als direkter Output möglich. Nach Anwendung der in Kapitel 2.1.4.1 diskutierten Methode, mit den in Tab. 2.11 tabellierten Schwellenenergien, wird für jedes Material eine Multiplikationskonstante berechnet:

$$C = \eta \frac{1}{2E_d} \quad (2.18)$$

Tab. 2.11 Schwellenenergien zur Berechnung von NRT-dpa

Material	Schwellenenergie eV
Fe	24
Al	16
Cu	19
Si	25
Mn	40
Ni	24

Die Ergebnisse der MCNP-Simulation sind in Tab. 2.12 zusammengefasst. Von den hier betrachteten Materialien (Eisen, Aluminium, Kupfer, Silizium, Mangan und Nickel) hat Aluminium die höchsten Werte mit 6,56E-22 dpa/Quellstärke. Die niedrigsten Werte hat Nickel mit 2,56E-02 dpa/Quellstärke. Auch der Vergleich der dpa-Werte zwischen einer monoenergetischen Quelle und dem Quellterm eines Lagerbehälters ist nicht direkt vergleichbar mit den Ergebnissen aus PHITS. Hier ist im Fall von Fe, Si und Ni ist der Wert bei monoenergetischer Bestrahlung niedriger als bei Bestrahlung mit dem Lagerbehälter Spektrum. In PHITS trifft diese Beobachtung auf Fe und Cu zu.

Tab. 2.12 Dpa/Quelle in Eisen, Aluminium, Kupfer, Silizium, Mangan und Nickel für eine Monoenergetische Quelle und das Neutronenspektrum eines Behälters berechnet mit MCNP®6.2

Quelle	Material	NRT-dpa/Quelle	rel. Fehler
mono	Fe	3,13E-22	0,0003
spectrum	Fe	3,74E-22	0,0006
mono	Al	8,17E-22	0,0002
spectrum	Al	6,56E-22	0,0003
mono	Cu	4,67E-22	0,0002
spectrum	Cu	4,64E-22	0,0005
mono	Si	3,86E-22	0,0003
spectrum	Si	4,28E-22	0,0004
mono	Mn	2,54E-22	0,0002
spectrum	Mn	2,26E-22	0,0004
mono	Ni	2,56E-22	0,0003
spectrum	Ni	4,01E-22	0,0006

2.5 Bewertung und Ausblick

Die Berechnung der DPA-Werte liefert einen Hinweis auf strahleninduzierte Materialschädigung im Pikosekundenbereich. Die zeitliche Betrachtung des Neutronen- bzw. Photonenflusses über einen mehrjährigen Zeitraum ermöglicht die Ableitung von Rückschlüssen auf mögliche Schädigungseffekte.

Durch die Analyse des aktuellen Standes der Modellierungsmethoden und deren Anwendbarkeit auf die Fragestellung der Materialschädigung durch Bestrahlung, wurden atomistische Methoden zur Modellierung ausgewählt. Die in Frage kommenden Programme, die hauptsächlich auf verschiedenen Implementierungen der BCA-Methode basieren, wurden überprüft. MCNP[®] und PHITS wurden für die Durchführung einer Vergleichsrechnung ausgewählt. Dabei ist zu beachten, dass in PHITS sowohl NRT-dpa als auch die neuere arc-dpa als Zielgrößen modellierbar sind. In MCNP[®] hingegen muss der Neutronenfluss mit material- und energieabhängigen Multiplikationskonstanten gefaltet werden, um dpa im post-processing der Simulation zu berechnen.

Die berechneten Unterschiede zwischen den zwei Modellierungsprogrammen befinden sich bei Neutronen innerhalb einer Größenordnung. Dabei berechnet MCNP[®] tendenziell

höhere Werte als PHITS. Allerdings ist es auffallend, dass die Materialien in MCNP® und PHITS sich untereinander unterschiedlich verhalten, was einen direkten Vergleich der Simulationen erschwert. Es wird vermutet, dass die verschiedenen Simulationsprogramme für die betrachteten Materialien unterschiedliche Schwellenergien aufweisen. Im Allgemeinen ist PHITS mit der direkten Berechnung der dpa durch Neutronen und Photonenbestrahlung deutlich anwenderfreundlicher und weist durch die Berechnung von arc-dpa auch erweiterte Funktionalitäten auf. Durch den Vergleich mit MCNP®, sowie mit Literaturwerten aus der Verifikation des Codes, ist somit auch Zuversicht in die Methodik hergestellt.

Zukünftige Arbeiten sollen sich auf die Erweiterung der bisher verwendeten idealisierten Modellgeometrien konzentrieren. Zu diesen Zweck ist es erforderlich, bereits bestehende Behältergeometrien auf ein geeignetes Eingabeformat zu überführen und auf Funktionalität zu prüfen. Die gewonnenen Erkenntnisse können einen Beitrag zur Bewertung von Transport- und Lagerbehältern leisten und eine Grundlage für sicherheitstechnische Beurteilungen im Rahmen von Zwischen- und Endlagerkonzepten bieten. Ebenso kann der Erfahrungsgewinn für die Bewertung auftretender Abfallströme von neuartigen Reaktorkonzepten genutzt werden.

3 Analysen zum Inventarverhalten

3.1 Radioaktivität und der Nachzerfallswärme für DWR-Brennelemente mit Hochabbrand

Bisher wurde das Abklingverhalten für bestrahlte Brennelemente für einen Zeitraum von bis zu 100 Jahren betrachtet. Im Folgenden wird der Verlauf der Radioaktivität und der Nachzerfallswärmeleistung für DWR-Brennelemente auf einen Zeitraum von bis zu 300 Jahren erweitert. Dabei wird UO_2 - und MOX-Brennstoff mit einem Abbrand von 55 GWd/Mg SM berücksichtigt.

3.1.1 Ausgangsparameter

Der Abbrand von 55 GWd/Mg SM wird im Reaktorbetrieb während fünf Zyklen erreicht. Die Zyklusdauer wird mit jeweils 305 Tagen bei einer Leistung von 36,07 MW festgelegt. Das Brennstabgitter basiert auf einer 16x16-Anordnung. Die Anreicherung bzw. die Plutoniummenge für MOX-Brennstoff ist so gewählt, dass der Abbrand reaktivitätsmäßig erreicht wird. Für die Auswertung werden die Abklingzeiten nach 5, 100 und 300 Jahren nach dem Reaktorbetrieb näher betrachtet. Weitere Ausgangsdaten für die Abbrand- und Abklingrechnungen sind in Tab. 3.1 zusammengefasst.

Tab. 3.1 Randbedingungen für die Abbrand- und Abklingrechnung von UO_2 - und MOX-Brennelementen

Brennelement-Daten	Werte
BE-Geometrie	Quadratisch 16x16-20 (MOX-24)
Bezugsgröße	1 Mg Schwermetall
Anzahl Kontrollstäbe für UO_2	20 Stück
Anzahl Kontrollstäbe für MOX	24 Stück
Kontrollstab-Innendurchmesser	1,29 cm
Kontrollstab-Außendurchmesser	1,37 cm
Wasserzelle Außenmaß	22,88 cm
Abstand Zelle zu Zelle	0,1 cm
Abbrand	55 GWd/Mg SM
Leistung/Zeit	5 x 305 Tage 36,07 MW

Brennelement-Daten	Werte
Abklingzeit	5 Jahresschritte bis 300 Jahre
Zusammensetzung UO ₂ -Brennstoff	4,4 % U-235; 0,04 % U-234; Rest U-238
Zusammensetzung MOX-Brennstoff	Natururan (0,72 % U-235, 0,0055 % U-234, Rest U-238) und 6,4 % Plutonium (2,02 % Pu-238; 54,4 % Pu-239; 25,564 % Pu-240; 11,328 % Pu-241; 6,679 % Pu-242)
Brennstoff-Dichte	10,45 g/cm ³ (0,9753)
Pellet-Durchmesser	0,908 cm
Gap	0,011 cm
Hüllrohr-Material	Zircaloy-2
Hüllrohr-Dichte	6,50 g/cm ³
Hüllrohr-Innendurchmesser	0,93 cm
Hüllrohr-Außendurchmesser	1,075 cm
Pitch	1,43 cm
Kühlwassertemperatur	300 °C
Kühlmitteldruck	158 bar
Borkonzentration	500 ppm

Die Eingangsdaten sind für das Abbrand- und Abklingprogramm OREST /HES 08/ bereitgestellt worden. OREST ist ein Programm der GRS, dass auf einer Kopplung von ORIGEN /BEL 73/ und dem Spektralkode HAMMER basiert. Auf Basis eines Brennstabmodells lassen sich Nuklidinventare in bestrahlten LWR-Brennstoffen zufriedenstellend bestimmen. Das Programm ist validiert und die Ergebnisse sind als vertrauenswürdig einzustufen.

3.1.2 Ergebnisse

In diesem Abschnitt werden die Ergebnisse der Abbrandrechnungen für MOX- und UO₂-Brennstoff für einen Zwischenlager-Zeitraum von 5 bis 300 Jahren dargestellt. Im Einzelnen wird die zeitliche Entwicklung der Zusammensetzung, Radioaktivität, Nachzerfallswärmeleistung und Neutronen- und Gamma-Rate für die zwei Brennstofftypen dargestellt und verglichen.

3.1.2.1 Zusammensetzung

Nach dem Reaktoreinsatz und 5 Jahren Abklingzeit bestehen UO_2 - und MOX-Brennstoff zum größten Teil aus Uran-238. Dies ändert sich über den Zeitraum von 300 Jahren nicht. Der Anteil der Actinoide liegt bei etwa 1 % für UO_2 - und bei etwa 7 % für MOX-Brennstoff. Die Spaltprodukte liegen im Bereich von 4 % für UO_2 - und 5,6 % für MOX-Brennstoff. Die Massenanteile für einige relevante Spaltprodukte und Actinoide sind in Tab. 3.2 gegenübergestellt.

Tab. 3.2 UO_2 - und MOX-Zusammensetzung Massenanteile der wichtigsten Spaltprodukte und Actinoiden im Vergleich für drei Abklingzeiten

Element	UO_2 -Zusammensetzung (g)			MOX-Zusammensetzung (g)		
	5 a	100 a	300 a	5 a	100 a	300 a
Sr	1.290	613	542	679	327	290
Y	725	721	721	379	379	379
Cs	4.170	2.530	2.330	5.040	3.420	3.220
Ba	2.900	4.550	4.750	2.790	4.410	4.610
U	929.000	929.000	929.000	879.000	881.000	881.000
Np	859	1.110	1.660	247	1.630	4.740
Pu	12.100	10.600	10.400	58.300	49.800	48.500
Am	714	2.020	1.540	5.330	12.000	9.280
Cm	102	11	8	1.130	174	145
Summe Actinoide*	13.775	13.741	13.608	65.007	63.604	62.665

* Bei der Summe der Actinoide sind die Elemente Pu, Am, Np und Cm berücksichtigt.

Unbestrahlter MOX-Brennstoff enthält bereits Plutonium im Gegensatz zu UO_2 -Brennstoff, somit ist auch der Plutoniumanteil in bestrahltem MOX-Brennstoff größer, im vorliegenden Fall etwa fünfmal größer als im UO_2 -Brennstoff. Sehr viel größer fallen die Verhältnisse für höhere Actinoide wie Americium und Curium aus. Deren Aufbau wird durch den ursprünglich enthaltenen Plutoniumanteil begünstigt.

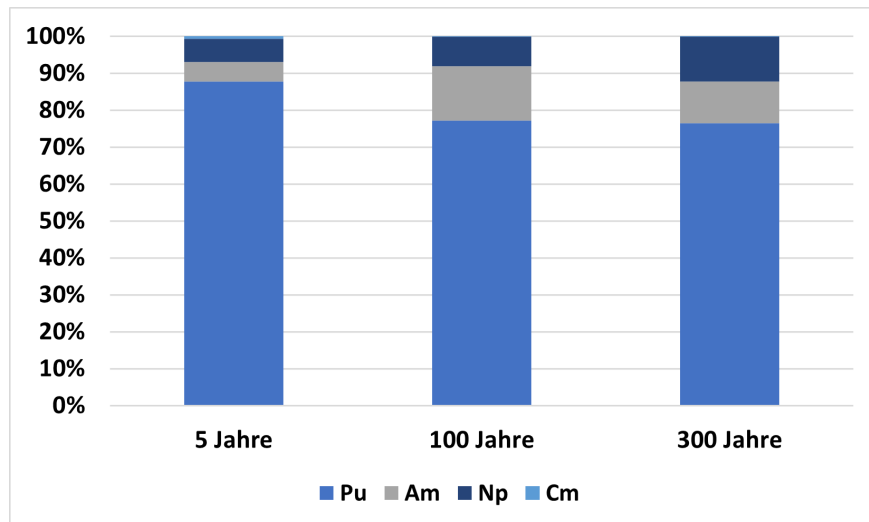


Abb. 3.1 Massenanteil der wichtigsten Actinoide für UO₂-Brennstoff

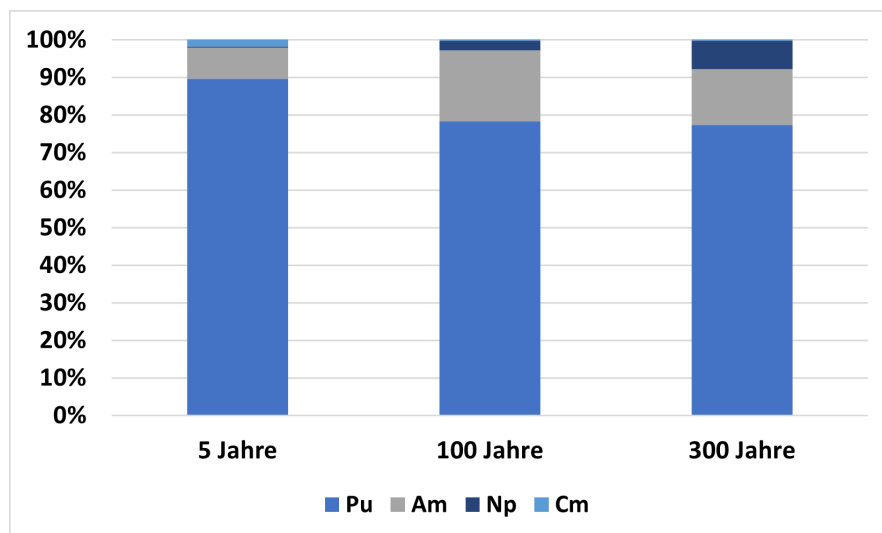


Abb. 3.2 Massenanteil der wichtigsten Actinoide für MOX-Brennstoff

Mit dem radioaktiven Zerfall wandeln sich die Massenanteile der Nuklide und Elemente um, insgesamt kommt es allerdings zu keinem Massenverlust.

3.1.2.2 Radioaktivität

Im direkten Vergleich der beiden Brennstoffsorten fällt auf, dass die Werte für die Radioaktivität von MOX-Brennstoff um mindestens einen Faktor zwei größer ausfallen. Für lange Abklingzeiten erhöht sich dieser Unterschied (siehe Tab. 3.3 und Abb. 3.3). Grund ist der höhere Actinoiden-Anteil in MOX-Brennstoff. Da Actinoide primär Alpha-Strahlung emittieren, wird zusätzlich zur Gesamtaktivität auch die Alpha-Aktivität ausgewertet.

Diese ist bei MOX-Brennstoff um einen Faktor fünf bis sieben höher als bei UO₂-Brennstoff.

Alpha-Strahlung ist vom Wesen her nicht durchdringend und nur im Nahbereich von Bedeutung. Die Brennstoffe liegen als Oxide vor; durch die räumliche Nähe der Alphastrahler hoher Energie zum leichten Element Sauerstoff werden Neutronen erzeugt. Alpha-Strahlung besteht aus Helium-Kernen. Durch die zusätzliche Emission trägt sie auch zum Druckaufbau im Brennstab bei. Alpha-Strahler sind für die Endlagerung von Bedeutung im Hinblick auf ihre Radiotoxizität.

Tab. 3.3 Radioaktivität für UO₂- und MOX-Brennstoff mit 55 GWd/Mg SM Abbrand bei unterschiedlichen Abklingzeiten

Abklingzeit (Jahre)	Brennstoff	Pu-Anteil % (unbestrahlt)	Gesamtaktivität (Bq/MgSM)	Alpha-Aktivität (Bq/MgSM)
5	UO ₂	0	3,43E+16	6,50E+14
	MOX	8,6	6,06E+16	4,91E+15
100	UO ₂	0	2,47E+15	3,91E+14
	MOX	8,6	4,24E+15	2,23E+15
300	UO ₂	0	2,48E+14	2,25E+14
	MOX	8,6	1,35E+15	1,31E+15

Die Abb. 3.3 verdeutlicht, dass die Aktivität von MOX-Brennstoff wesentlich langsamer abnimmt im Vergleich zur Aktivität von UO₂-Brennstoff. Insgesamt verringern sich die Radioaktivitätswerte um den Faktor 10 zwischen 100 und 300 Jahren für UO₂-Brennstoff, bei MOX sinkt die Aktivität um den Faktor 3,1 im selben Zeitraum. Nach etwa 200 Jahren ist die Aktivität von UO₂-Brennstoff stark gesunken, dies ist primär auf den Zerfall der Spaltprodukte zurückzuführen. Die Kurve der Aktivität für MOX-Brennstoff flacht auf hohem Niveau ab, da hier die langlebigen Nuklide, die Actinoide, zur Aktivität beitragen.

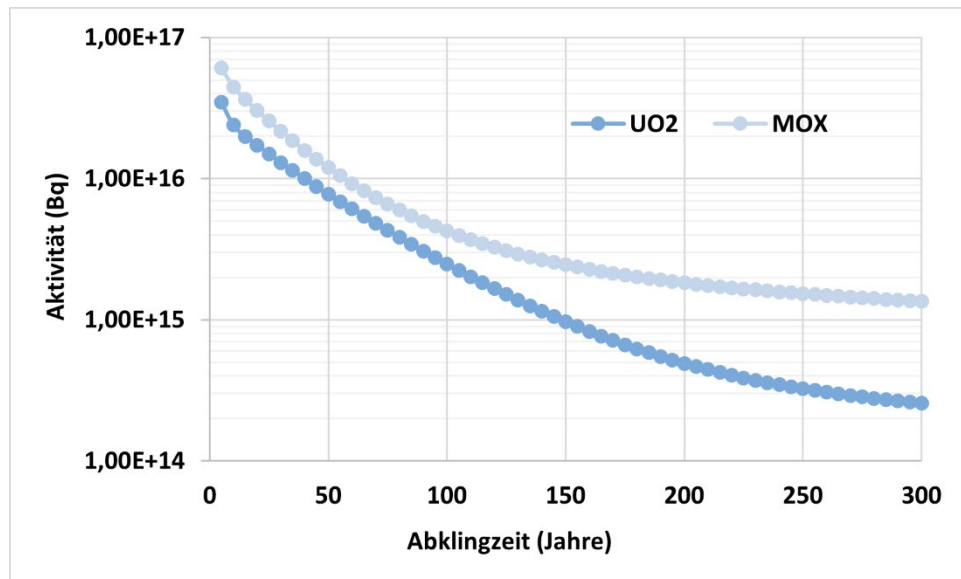


Abb. 3.3 Aktivitätsabnahme für UO₂- und MOX-Brennstoff bis 300 Jahre nach Reaktorentladung

In Tab. 3.4 sind die Nuklide mit dem größten Beitrag zur Gesamtaktivität von UO₂-Brennstoff gelistet. Die Werte verdeutlichen, dass im Bereich von 100 Jahren der Beitrag der Spaltprodukte (Sr, Y, Cs, Ba) die Gesamtaktivität dominiert. Ein Übergang findet bis 300 Jahre statt, wobei die Aktivität dann von Am-241, ein Alpha- und schwacher Gamma-Strahler, und den Plutoniumisotopen Pu-238 und Pu-240, beides Spontanspalter, Alpha- und schwache Gamma-Strahler, bestimmt wird. Die Gesamtaktivität bei UO₂-Brennstoff wird nur durch einige dominante Nuklide über den Zeitraum von 100 bis 300 Jahre bestimmt.

Tab. 3.4 Nuklide mit dem größten Anteil an der Gesamtaktivität für UO₂-Brennstoff in %

Nuklid	5 Jahre	100 Jahre	300 Jahre
Sr-90	11,3	15,2	1,1
Y-90	11,3	15,2	1,1
Cs-137	16,6	25,9	2,5
Ba-137m	15,7	24,4	2,3
Rest Spaltprodukte	25,8	0,5	1,1
Pu-238	0,8	5,3	10,7
Pu-240	0,1	1,0	9,6

Nuklid	5 Jahre	100 Jahre	300 Jahre
Pu-241	17,1	2,4	0
Am-241	0,2	9,0	64
Cm-244	0,9	0,3	0
Summe	99,8	99,2	92,4

In Abb. 3.4 ist die Entwicklung und der Anteil der Spaltprodukte und Actinoide an der Gesamtradioaktivität für UO₂-Brennstoff dargestellt.

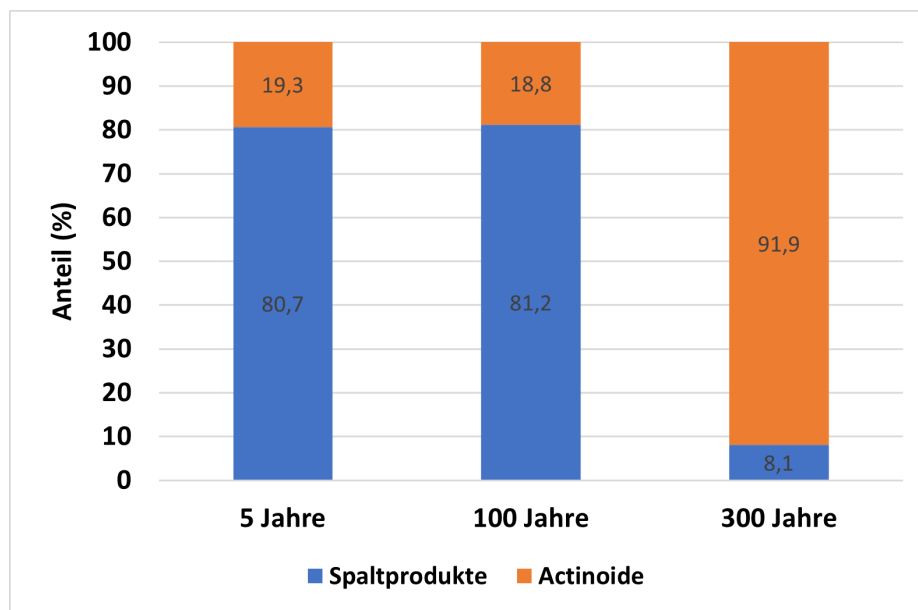


Abb. 3.4 Änderung des Anteils der Spaltprodukte und Actinoide an der Gesamtaktivität nach 5, 100 und 300 Jahren für UO₂-Brennstoff

Für MOX-Brennstoff mit gleichem Abbrand stellt sich das Bild anders dar. Abb. 3.5 und Tab. 3.5 verdeutlichen die Dominanz der Actinoide an der Gesamtaktivität. Der Anteil der Spaltprodukte liegt anfangs (5 und 100 Jahre) bei ca. 40 %, bevor zwischen 200 und 300 Jahren der Anteil im Vergleich vernachlässigbar wird. Im Langzeitbereich sind auch hier die Plutonium-Isotope Pu-238 und Pu-240, wie auch Am-241, für die Gesamtaktivität verantwortlich.

Tab. 3.5 Nuklide mit dem größten Anteil an der Gesamtaktivität für MOX-Brennstoff
in %

Nuklid	5 Jahre	100 Jahre	300 Jahre
Sr-90	0,9	0,3	0
Y-90	4,4	1,4	0
Cs-134	8,1	0	0
Cs-137	3,3	1,2	0
Ba-137m	8,7	3,2	0,1
Pu-238	16,8	26,2	10,1
Pu-239	0,6	2,0	3,6
Pu-240	1,9	6,6	11,8
Pu-241	0,4	0	0
Am241	5,6	54,7	73,0
Cm-244	39,4	3,4	0
Summe	90,1	99	98,6

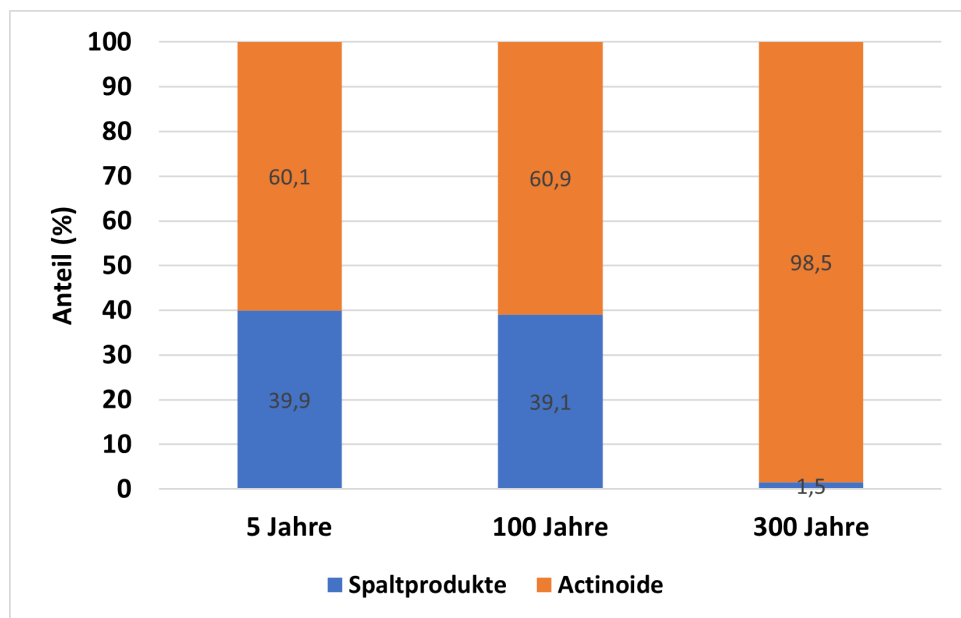


Abb. 3.5 Änderung des Anteils der Spaltprodukte und Actinoide an der Gesamtaktivität nach 5, 100 und 300 Jahren für MOX-Brennstoff

3.1.2.3 Nachzerfallswärmeleistung

Die Nachzerfallswärmeleistung beider Brennstoffarten verhalten sich im Vergleich ähnlich wie die Aktivität, anfangs liegt der Unterschied bei einem Faktor zwei und nimmt nach 300 Jahren auf den Faktor fünf zu. Grund hierfür ist der höhere Actinoidenanteil von MOX-Brennstoff und die spezifische Wärmeleistung der Nuklide.

Tab. 3.6 Nachzerfallswärmeleistung für UO₂- und MOX-Brennstoff mit 55 GWd/Mg SM Abbrand bei unterschiedlichen Abklingzeiten

Abklingzeit (Jahre)	BE	Uran-235-Anreicherung (%)	Pu-Anreicherung (%)	Wärmeleistung (Watt)
5	UO ₂	4,4	0	3,40E+03
	MOX	0,72	8,6	6,92E+03
100	UO ₂	4,4	0	5,12E+02
	MOX	0,72	8,6	2,13E+03
300	UO ₂	4,4	0	2,02E+02
	MOX	0,72	8,6	1,17E+03

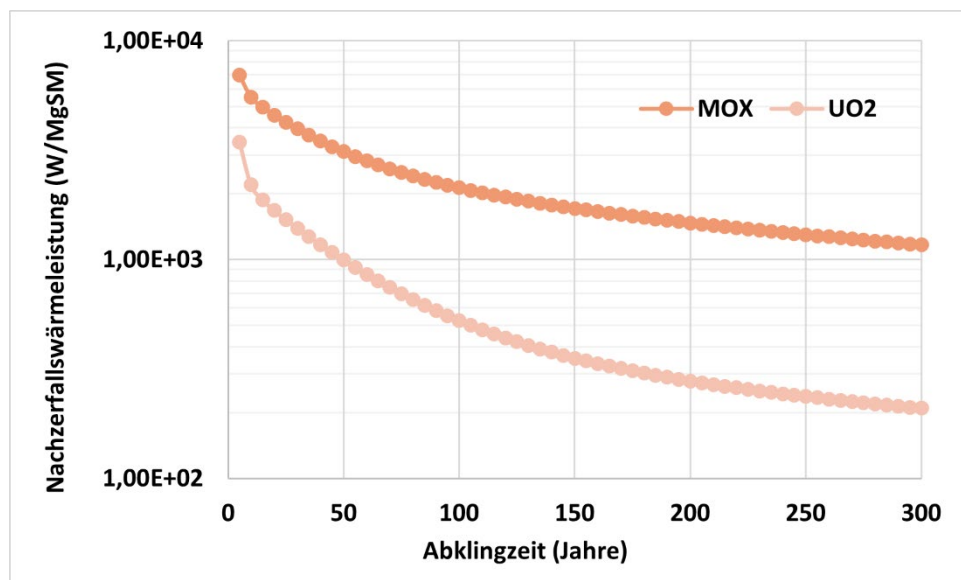


Abb. 3.6 Abnahme der Nachzerfallswärmeleistung für UO₂- und MOX-Brennstoff bis 300 Jahre nach Reaktorentladung

Beim Vergleich der Nachzerfallswärmeleistung in Abb. 3.6 ist zu erkennen, dass die Abnahme für MOX-Brennstoff weniger stark ausgeprägt ist als für UO₂-Brennstoff. Bei UO₂-

Brennstoff nimmt die Nachzerfallswärme zwischen 100 und 300 Jahren um den Faktor 2,5 ab, für MOX in gleicher Zeit um den Faktor 1,8. Somit ist die Wärmeabnahme bei MOX um 40 % geringer als bei UO₂-Brennstoff. Der Trend der Wärmeleistung verhält sich ähnlich wie der der Aktivität, die Spaltprodukte bestimmen den größten Anteil in den ersten Jahren nach dem Reaktorbetrieb. Dieser Anteil verringert sich mit zunehmender Abklingzeit, sodass der Hauptbeitrag zur Nachzerfallswärmeleistung von den Actinoiden übernommen wird.

Tab. 3.7 Nuklide mit dem größten Anteil an der Gesamt-Nachzerfallswärmeleistung für UO₂-Brennstoff in %

Nuklid	5 Jahre	100 Jahre	300 Jahre
Sr-90	3,6	2,2	0
Y-90	17,0	10,7	0,2
Cs-134	21,7	0	0
Cs-137	6,7	4,9	0,1
Ba-137m	17,6	12,8	0,3
Pu-238	7,3	22,5	11,7
Pu-239	0,4	2,4	5,9
Pu-240	0,6	4,0	9,9
Pu-241	0,1	0	0
Am-241	1,6	38,4	70,8
Cm-244	8,1	1,4	0
Summe	84,7	99,3	98,9

Die starke Abnahme der Wärmeleistung von UO₂-Brennstoff (siehe Abb. 3.6) ist auf die Abnahme des Anteils der Spaltprodukte zurückzuführen (siehe Abb. 3.7) und wird ab 300 Jahren ausschließlich von den Actinoiden bestimmt. Bei der Nachzerfallswärme von MOX-Brennstoff fällt die Dominanz der Actinoide von Anfang an auf, der Beitrag der Spaltprodukte spielt hier nur eine geringe Rolle (siehe Abb. 3.8). Daher ist die Abnahme der Wärmeleistung in absoluten Zahlen für MOX-Brennstoff geringer ausgeprägt als für UO₂-Brennstoff. Analysiert man die Einzelbeiträge zur Gesamtwärmeleistung, so fallen die Anteile an Pu-238 und Am-241 besonders ins Auge. Pu-238 hat eine hohe spezifische Wärmeleistung (0,57 W/g). Am-241 wird über den Zerfall von Pu-241 aufgebaut und ist in größeren Mengen vorhanden.

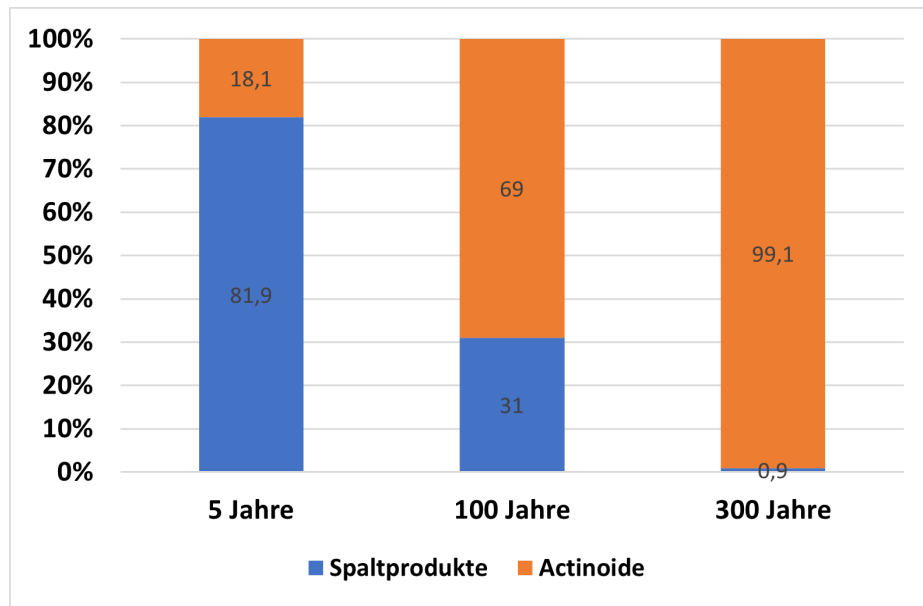


Abb. 3.7 Änderung des Anteils der Spaltprodukte und Actinoide an der Gesamtwärmeleistung nach 5, 100 und 300 Jahren für UO₂-Brennstoff

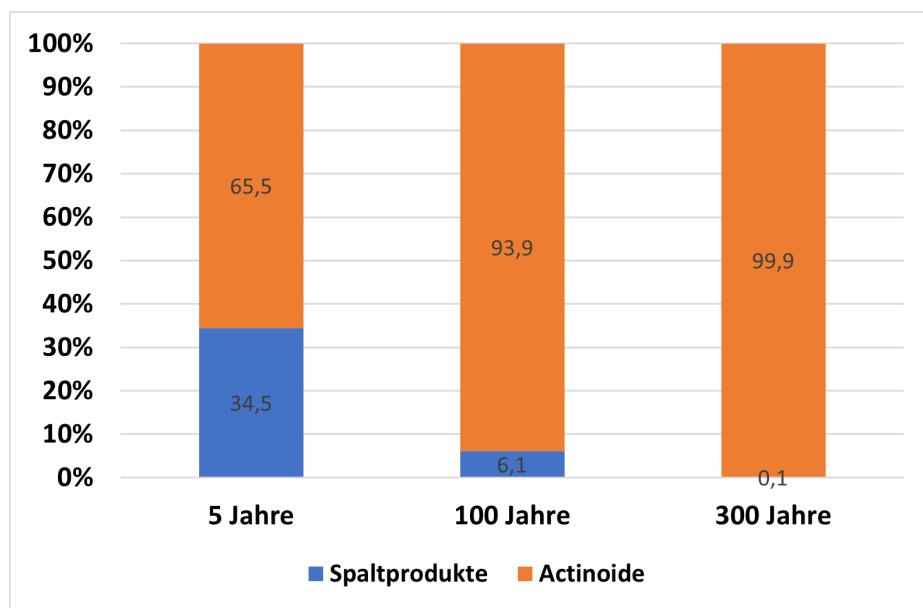


Abb. 3.8 Änderung des Anteils der Spaltprodukte und Actinoide an der Gesamtwärmeleistung nach 5, 100 und 300 Jahren für MOX-Brennstoff

Tab. 3.8 Nuklide mit dem größten Anteil an der Gesamt-Nachzerfallswärmeleistung für MOX-Brennstoff in %

Nuklid	5 Jahre	100 Jahre	300 Jahre
Sr-90	0,9	0,3	0
Y-90	4,4	1,4	0
Cs-134	8,1	0	0
Cs-137	3,3	1,2	0
Ba-137m	8,7	3,2	0,1
Pu-238	16,8	26,2	10,1
Pu-239	0,6	2,0	3,6
Pu-240	1,9	6,6	11,8
Pu-241	0,4	0	0
Am-241	5,6	54,7	73
Cm-244	39,4	3,4	0
Summe	90,41	99	98,6

3.1.2.4 Neutronen- und Gamma-Raten

Die Neutronenemissionsrate für MOX-Brennstoff ist zehnmal größer als für vergleichbaren UO₂-Brennstoff (siehe Tab. 3.9). Im Bereich von 100 Jahren tragen die Neutronen, welche durch den Spontanzerfall von Cm-244 und Cm-246 gebildet werden bei. Im Abklingbereich von 300 Jahren trägt der Zerfall der Plutoniumisotope Pu-238, Pu-240 und Pu-242 zur Neutronenrate bei. In MOX-Brennstoff ist nach dem Abbrand ein höherer Anteil Curium und Plutonium enthalten als in UO₂-Brennstoff. Die Gammaraten werden eher über die Spaltprodukte erzeugt.

Tab. 3.9 Vergleich der Neutronen- und Gamma-Raten für UO₂- und MOX-Brennstoff für einen Abbrand von 55 GWd/Mg SM

Abklingzeit (a)	BE	Gesamt-Neutronenrate (n/s)	Anteil α ,n-Reaktion (n/s)	Anteil Spontanspaltung (n/s)	Gamma-rate (Gammas/s)
5	UO ₂	1,16E+09	1,74E+07	1,15E+09	1,98E+16
	MOX	1,14E+10	1,30E+08	1,13E+10	1,78E+16
100	UO ₂	5,40E+07	9,38E+06	4,46E+07	1,16E+15
	MOX	4,85E+08	5,17E+07	4,33E+08	1,71E+15
300	UO ₂	1,94E+07	5,26E+06	1,41E+07	1,15E+14
	MOX	1,63E+08	2,96E+07	1,33E+08	6,27E+14

Die Gammaquellstärke von UO₂-Brennstoff nimmt über die Zeit etwa um einen Faktor 170 ab und die Gammaquellstärke von MOX-Brennstoff nimmt hingegen nur um einen Faktor 30 ab. Die Neutronenquellstärke von UO₂- und MOX-Brennstoff nimmt um einen Faktor 60 bzw. 70 ab.

3.1.3 Zusammenfassung

Die bisherigen Betrachtungen haben zwischengelagerte Brennelemente in einem Zeitraum bis 100 Jahre berücksichtigt. Um das Verhalten auch über größere Zeiträume einschätzen zu können, wurde der Zeitraum auf 300 Jahre erweitert. Dafür wurde UO₂- und MOX-Brennstoff mit einem Abbrand von 55 GWd/Mg SM simuliert und die relevanten Parameter verglichen.

Der maßgebliche Unterschied der Brennstoffe ist die Zusammensetzung vor der Bestrahlung. UO₂-Brennstoff enthält im Gegensatz zu MOX-Brennstoff kein Plutonium. Der Urananteil bei MOX ist nicht angereichert und besteht nur aus Natururan. Nach Einsatz im Reaktor haben sich in beiden Brennstofftypen Actinoide und Spaltprodukte gebildet. MOX-Brennstoff hat einen höheren Anteil von Actinoiden und einen leicht höheren Anteil an Spaltprodukten als UO₂-Brennstoff.

Die Radioaktivität, Nachzerfallswärmeleistung sowie Neutronen- und Gammaraten von MOX-Brennstoff sind größer als von UO₂-Brennstoff. Dieser Trend nimmt mit zunehmender Abklingzeit zu, da die Spaltprodukte aufgrund ihrer kürzeren Halbwertszeiten nur bis etwa 100 Jahre Abklingzeit einen Beitrag liefern, danach überwiegt der Beitrag der

langlebigen Actinoide. Die Aktivität und Nachzerfallswärme wird im Langzeitbereich von Plutonium und Americium bestimmt. Der größte Unterschied beider Brennstoffarten besteht in der Neutronenrate, welche im Langzeitbereich von Curium und Plutonium bestimmt wird. Der Absolutwert von MOX-Brennstoff ist um einen Faktor 10 größer als von UO_2 -Brennstoff. Im Sinne der abschirmungstechnischen Auslegung der Behälterbeladung mit MOX-Brennelementen sind diese unter anderem darum nur in limitierter Anzahl und auf bestimmten Positionen zugelassen.

3.2 Neue Forschungsergebnisse zum Hüllrohrverhalten

Umfangreiche Forschungsarbeiten zum Brennstabverhalten von DWR-Brennelementen werden in den USA, im Rahmen des High Burnup Spent Fuel Data Project (HBU), betrieben. Das HBU ist ein gemeinsames Forschungsprojekt des Department of Energy (DOE) und des Electric Power Research Institute (EPRI) mit dem Ziel das Verhalten von Brennstäben mit hohem Abbrand ($> 45 \text{ GWd/Mg SM}$) im Zuge der trockenen Zwischenlagerung besser zu verstehen und Wissenslücken zu klären. Hohe Abbrände können sich auf die Nachzerfallsleistung des Brennstoffs, die Degradation der Hüllrohre und auf die strukturelle Integrität der Behälterkomponenten auswirken. Die Veränderungen ergeben sich unter anderem durch eine erhöhte Korrosion der Hüllrohre, ein Anstieg in der Wasserstoffaufnahme der Hüllrohre, durch eine erhöhte Freisetzung von Spaltgasen, durch sog. Bonding zwischen den Brennstoffpellets und dem Hüllrohr bzw. durch die Bildung sog. High Burnup Structures (HBS) an der äußeren Oberfläche der Brennstoffpellets. Aufgrund der begrenzten Datenmenge bzgl. Brennstoffen mit höheren Abbränden ist der maximale Abbrand durch das NRC in den USA derzeit auf 62 GWd/Mg SM begrenzt.

Die Sister-Rod-Testreihe ist Teil des HBU. Mittels zerstörungsfreier (ZfP) und zerstörender Werkstoffprüfungen (ZP) werden Materialeigenschaften von 50 Brennstäben mit hohem Abbrand untersucht. 25 der 50 Brennstäbe lagern seit 2017 im Project Research Cask (PRC), einem mit Temperatursensoren versehenen TN-32B Transport- und Lagerbehälter. Insgesamt wurde der PRC mit 32 Brennelementen aus dem Lagerbecken des North Anna Kernkraftwerks beladen. Die Temperatur des Behälters wird während der Zwischenlagerung überwacht und aufgezeichnet. Nach zehn Jahren soll der Behälter geöffnet und die darin befindlichen Brennstäbe inspiziert werden. Die anderen 25 Brennstäbe mit vergleichbarer Bestrahlungshistorie, die sog. Sister Rods (siehe Tab. 3.10), werden am Oak Ridge National Laboratory (ORNL), am Pacific Northwest National

Laboratory (PNNL) und am Argonne National Laboratory (ANL) untersucht (siehe Tab. 3.11). Ziel ist das Erheben experimenteller Daten zu den Materialeigenschaften vor und nach der Zwischenlagerung (siehe Abb. 3.9). Auf Grundlage der Messdaten soll eine vereinfachte Erneuerung von Behältergenehmigungen erzielt werden. Darüber hinaus sollen diese als Grundlage für weitere Behälterkonzepte und Zwischenlagerbedingungen dienen.

Tab. 3.10 Untersuchte Brennstäbe im Sister Rod Projekt

Hüllrohrtyp	Anzahl Brennstäbe	Abbrand (GWd/Mg SM)	Abkühlzeit (Jahre)
M5®	9	49 - 57	8 - 9
Zirlo®	12	49 - 59	11 - 18
Zr-4	2	58	29
Low Sn Zr-4	2	48 - 51	24

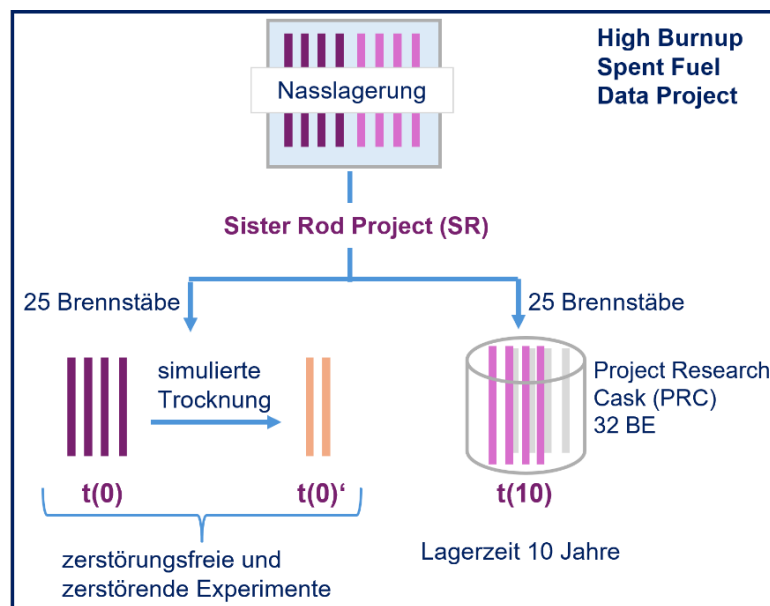


Abb. 3.9 Schematische Darstellung des Sister Rod Project

Das Projekt ist in mehrere Phasen unterteilt. Die Tests aus Phase I und II konzentrierten sich auf die Erzeugung von Basisdaten, Materialeigenschaften und Leistungskenngrößen der Brennstäbe, vor $t(0)$ und nach der Trocknung $t(0)'$. Es wurde ein Trocknungsszenario simuliert, die Details sind in Kapitel 3.2.2.1 detaillierter aufgeführt. Diese Daten sollen durch die geplante Analyse der Brennstäbe aus dem PRC ($t(10)$) ergänzt und

verglichen werden (siehe Abb. 3.9). Phase I des Testprogramms ist abgeschlossen und die Ergebnisse sind in /MON 18/, /MON 23a/, /MON 24/ zusammengefasst. Derzeit laufen die Untersuchungen in Phase-II.

Tab. 3.11 Auflistung der Experimente und Institute

Brennstab	Zerstörungsfreie Experimente	Ref	Zerstörende Experimente	Ref
mit Brennstoff	ORNL, PNNL	/MON 18/	ORNL	/MON 23b/, /MON 23a/, /MON 24/
ohne Brennstoff	ANL	/ANL 23/	PNNL	/HAN 22/

3.2.1 Wissenslücken

Für die Ausarbeitung des Testplans des Sister-Rod-Projekts wurden Wissenslücken identifiziert und verschiedene Degradationsmechanismen mit unterschiedlichen Prioritäten versehen. Im Folgenden sind diese Wissenslücken kurz dargestellt:

- **Temperaturprofile:** Die meisten Degradationsmechanismen treten in der Regel bei hohen Temperaturen auf. Bei der Berechnung der Abklingwärme von Bauteilen als auch bei der Ermittlung der Temperaturprofile in den Transport- und Lagerbehältern werden zumeist konservative Ansätze zur Berechnung herangezogen, um sicherzustellen, dass die Spitzentemperaturen in den Hüllrohrmaterialien (PCTs) innerhalb der etablierten regulatorischen Richtlinien liegen. Unter konservativen Annahmen sind die simulierten PCTs deutlich höher als sie am Ende in den Hüllrohrmaterialien während des Trocknens und der Lagerung vorherrschen. Für das Sister-Rod-Projekt sollen die Modellvorhersagen mit experimentellen Daten verglichen werden, die anhand von sieben Thermoelementanlagen im Behälter des Forschungsprojekts ermittelt werden /EPR 14/. Zusammen mit Messungen der Außentemperatur und der Umgebungsbedingungen bieten diese Daten eine gute Möglichkeit zur Validierung der Modelle.
- **Trocknung der Brennelemente:** Während des Trocknungsprozesses soll die Menge an Wasserdampf und oxidierenden Stoffen innerhalb der Transport- und Lagerbehälter so weit wie möglich reduziert werden. Wasser, Wasserdampf bzw. Zersetzungsprodukte, welche durch Radiolyseprozesse entstehen, können andernfalls mit dem Brennstoff und den Behälterkomponenten (Brennelementkorb, Neutronenab-

sorbern usw.) interagieren. Aufgrund der schlechten Datenlage sollen im Sister-Rod-Projekt eine Reihe von experimentellen Untersuchungen vorgenommen werden, um die Menge an Restwasser zu quantifizieren. Hierzu sollen Gasproben aus dem Demo-Cask nach dem Vakuumtrocknen und der Befüllung mit Helium entnommen werden.

- **Messung der Spannungsprofile:** Adressiert werden hier die mechanischen Lasten, welche durch ein normale Hebevorgänge, Stürze, seismische Ereignisse, ein Kippen, aber auch normale Transportvorgänge auf den Transport- und Lagerbehälter wirken. Eine Quantifizierung der primären mechanischen und thermischen Lasteinwirkungen, sekundäre Residualspannungen aus der Herstellung und externen Belastungen (Vakuumtrocknung, Hebevorgänge, Transportvorgänge etc.) sind für die Bewertung des Materialversagens im Zuge der erweiterten Zwischenlagerung notwendig.
- **Ausheilung der Strahlenschäden:** In Hüllrohrmaterialien können sich Versetzungen als Ergebnis von Strahlenschäden durch die Wechselwirkung mit schnellen Neutronen ausbilden. Diese führen zu einer Zunahme der Festigkeit und einer Abnahme der Duktilität. Durch thermisches Ausheilen der Strahlungsschäden kann die Duktilität wiederhergestellt werden. Bekannt ist, dass das Ausheilen bei Temperaturen über 400 °C vergleichsweise schnell erfolgt /ITO 04/. Bei 330 °C erfolgen die Ausheilungsprozesse deutlich langsamer. Es ist damit zu rechnen, dass im Zuge der verlängerten Zwischenlagerung die Duktilität langsam wiederhergestellt wird. Dadurch lassen sich die negativen Auswirkungen radialer Hydride zumindest teilweise reduzieren. Hierzu sollen Langzeitversuche durchgeführt werden, um festzustellen, ob und in welchem Umfang eine Wiederherstellung der Duktilität über längere Zeiträume bei den für die Transport- und Lagerbehälter typischen Temperaturen zu erwarten ist. Dies soll durch Mikrohärteprüfungen an den t_0 -, t_0 - und den t_{10} -Hüllrohren ermittelt werden.
- **Kriechen der Hüllrohre:** Die Wahrscheinlichkeit für Kriechen ist zu Beginn Zwischenlagerung am größten, wenn die Temperaturen im Hüllrohr am höchsten sind. Kriechen kann jedoch als selbstbegrenzend angesehen werden, da sich durch den Kriechprozess des Hüllrohrs, das Volumen vergrößert. Dadurch verringern sich Stabinnendruck und die mechanischen Spannungen, wodurch ein fortschreitendes Kriechen begrenzt wird. Angesichts der niedriger als erwarteten PCT-Temperaturen sowie der entsprechend niedrigeren Umfangsspannungen wird erwartet, dass die Effekte durch thermisches Kriechen minimal sind. Zusätzliche mechanische

Spannungen in den Hüllrohren werden durch Helium, das im Laufe der Zeit durch den Alpha-Zerfall einiger transuranischer Radioisotope freigesetzt wird, oder durch ein Quellen der Pellets hervorgerufen.

- **Unterkritikalität:** Der Abbrand hängt von den in der Kritikalitätsanalyse modellierten Isotopen ab. Bei einem reinen Aktinid-Abbrand werden im Allgemeinen nur die Aktinide mit dem höchsten Reaktivitätswert modelliert. Für eine vollständige Bewertung des Abbrands muss eine Kombination der Uran- und Plutoniumisotope sowie eine Reihe von Spaltprodukten und kleineren Aktiniden mitberechnet werden. Für die Sister-Rods werden radiochemische Analysen an verschiedenen axialen Stellen durchgeführt, um zusätzliche Daten zur Validierung des Abbrands zu generieren. Somit sollen Unsicherheiten für die derzeitigen Modellierungsansätze für Abbrandberechnungen verringert werden.
- **H₂-Effekte:** Das sog. Delayed Hydride Cracking wurde als signifikante Materialdegradierung der Hüllrohre bei der verlängerten Zwischenlagerung bisher ausgeschlossen, da mit sinkenden Temperaturen die Spannung nicht mehr ausreicht, um die Rissausbreitung zu fördern. Laut /RAY 15/ ist die kritische Rissgröße, die zur Auslösung von DHC erforderlich ist, deutlich größer als Risse, die in den Hüllrohren am Ende der Reaktorlebensdauer zu erwarten sind. Für das Sister Rod Projekt wurden keine spezifischen Tests zur Feststellung des DHC durchgeführt. Sollten bei der Öffnung des Demo-Casks Stäbe in ihrer strukturellen Integrität versagt haben, feststellbar durch Spaltgase im Behälter, kann durch einen Vergleich der Hydrid-Verteilungen der t_0 - und t_0 -Daten festgestellt werden, ob DHC der Grund dafür war. Radial ausgerichtete Hydride können die Bruchspannung und -dehnung der Hüllrohrmaterialien, insbesondere in den unteren Temperaturbereichen, verringern. In Anbetracht niedriger Temperaturen während der Zwischenlagerung, geringerer Umfangsspannungen und der Tatsache, dass ein Großteil der Brennstäbe einen Abbrand von weniger als 55 GWd/Mg SM aufweisen, wurde die Hypothese aufgestellt, dass eine verringerte strukturelle Integrität durch eine Versprödung der Hüllrohre aufgrund der Reorientierung der Hydride unwahrscheinlich ist. Um dies durch experimentelle Untersuchungen zu belegen, wurde im Zuge der Sister Rod Testreihe ein umfassendes Testprogramm mit vier verschiedenen Hüllrohrtypen und Brennstäben mit hohem Abbrand durchgeführt /HAN 16/.

Das Testprogramm wird fortlaufend auf Basis neuer Erkenntnisse aktualisiert /MON 23b/. Es wurden unter anderem Temperaturmessungen am Demo-Behälter aktu-

alisiert. Während des Beladens, Trocknens und innerhalb der ersten zwei Wochen wurde eine Maximaltemperatur von 237 °C an den Hüllrohren gemessen. Zum Zeitpunkt der Befüllung mit Helium wurden nur etwa 231 °C gemessen. Die tatsächlichen PCTs sind damit deutlich niedriger als aus Simulationen angenommen (~ 350 °C). Bei diesen niedrigen Temperaturen kann angenommen werden, dass Kriecheffekte minimal sind.

So wurde die Priorisierung zur Untersuchung von Kriech- bzw. von Strahlenschäden von mittel auf niedrig reduziert. Weiterhin wurde die Wahrscheinlichkeit von Oxidations- bzw. Korrosionsschäden von mittel auf niedrig herabgesetzt, weil nicht davon ausgegangen wird, dass nach der Befüllung mit Helium ausreichend Luft bzw. Wasser vorhanden ist. Einzig die Reorientierung der Hydride und die dadurch verursachte Versprödung verblieb bei einer hohen Priorisierung. Deshalb konzentrierten sich die Tests aus Phase I vor allem darauf.

3.2.2 Ergebnisse der experimentellen Untersuchungen

Für die Untersuchungen wurden die Brennstäbe einer simulierten Trocknung, d. h. einer Wärmebehandlung bei 400 °C (PCT) für 8 Stunden (mit 10 °C/h Aufheiz- und ≤ 4 °C/h Abkühlraten) ausgesetzt. Die thermische Behandlung wurde absichtlich so konzipiert, dass das Potenzial für die Bildung von radialen Hydriden erhöht wird, während die PCT auf dem von der NRC vorgegebenen Wert von 400 °C beschränkt bleibt.

3.2.2.1 Experimente mit Brennstoffpellets

Zerstörungsfreie Werkstoffprüfung

Bei der visuellen Examination der Sister-Rods konnten keine Schweißfehler, Hüllrohrbeschädigungen oder andere signifikante Defekte beobachtet werden. Eine typische gestreifte Oberflächentextur konnte für alle Stäbe, jedoch in unterschiedlichem Ausmaß ermittelt werden, wobei die stärker oxidierten Stäbe tiefere Streifen aufwiesen. Die Zirc-4- und LT-Zirc-4-Stäbe weisen dickere Oxidschichten und ein umfangreiches Abbrechen der Oxidschichten in den Hochabbrand-Bereichen auf. Außerdem ergab die visuelle Untersuchung, für einige der ZIRLO-Stäbe GTRF-Markierungen (Grid to Rod Fretting). Darüber hinaus wiesen einige Brennstäbe CRUD-Stellen (Korrosionsprodukte und abgelöste Partikel) auf. Außerdem sind auf allen Brennstäben lange axiale Kratzer zu sehen, die wahrscheinlich durch die Stabeinführung oder Stabentnahme entstanden sind.

Die Gamma-Scans der 25 Sister-Rods wiesen keine Anzeichen von Spaltproduktanreicherung oder Migration der Spaltprodukte auf. Die axialen Profile der Stäbe entsprachen den Erwartungen. Absenkungen im Abbrand konnten an den Abstandshaltern beobachtet werden. Die sog. Pellet-Pellet Kontakte konnten aus den Gamma-Scans abgelesen werden, sodass die Anzahl der Pellets in jedem Stab ermittelt werden konnte. Die Feder im Plenum-Bereich war sichtbar, sodass auch hier eine Abschätzung der Länge des Plenum-Bereichs gemacht werden konnte. Zwischen den Pellets konnten Lücken ermittelt werden, wobei die größte Lücke etwa 5 mm betrug. Die Gesamtlänge der Sister Rods lag innerhalb des erwarteten Toleranzbereichs und betrug zwischen 3,881 und 3,894 m.

Profilometrie-Messungen wurden mit zwei Linear Variable Differential Transformers (LVDT's) durchgeführt, um den Durchmesser der Brennstäbe in axialer Richtung zu messen. Hierbei konnte ein sog. Bambooning festgestellt, jedoch keine signifikante Ovalität den Brennstäben beobachtet werden. Einige der Brennstäbe mit teilweise sehr dicken Oxidschichten weisen lokal unregelmäßige Durchmesserwerte auf.

Wirbelstromprüfungen wurden zur Messung der Dicke der Oxidschicht sowie zur Identifizierung von Hüllrohrdefekten durchgeführt. Außerdem wurde unter Verwendung der sog. F-SECT-Technik eine Messung des Wasserstoffgehalts der Hüllrohre durchgeführt. Beide Messungen wurden im Jahr 2017 abgeschlossen. Die EPRI F-SECT-Messungen zeigten eine maximale Abhebung von ~ 130, 105, 45 und 17 μm , während die traditionellen Wirbelstromuntersuchungen eine maximale Abhebung von 146, 151, 48 und 19 μm für die Zirc-4-, LT-Zirc-4-, ZIRLO- und M5-umhüllten Stäbe zeigten. Die Unterschiede in den Ergebnissen, die mit den beiden verschiedenen Techniken erzielt wurden, sind darauf zurückzuführen, dass mit der F-SECT-Technik nur vereinzelte Punkte gemessen werden, während die einfachen Wirbelstrommessungen an mehreren Punkten durchgeführt werden. Signifikante Wandverdünnungen (17 – 22 %) aufgrund gleichmäßiger Oxidation wurde in den Zirc-4- und LT-Zirc-4-Stäben im Hochabbrand-Bereich beobachtet.

Tab. 3.12 Zusammenfassung der experimentellen Befunde zur zerstörungsfreien Prüfung

Zerstörungsfreie Prüfung	Zweck	Ergebnisse
Sichtprüfung der äußeren Oberfläche der Stäbe	• Feststellung von Auffälligkeiten (Blasen, Risse, ungleichmäßige Oxidschichten, Schweißfehler, Hüllrohrverformungen etc.)	• Kein offensichtlicher Hüllrohrbruch. • Mehrere Stäbe scheinen Stellen mit CRUD (Korrosionsprodukte und abgelöste Partikel) und/oder abschälendem Oxid aufzuweisen. Schälendes Oxid wurde auf M5 und ZIRLO Schwesterstäben identifiziert. • Sog. GTRF-Markierungen (Grid to Rod Fretting) auf fast jedem Brennstab sichtbar.
Gamma-Durchstrahlungsprüfung	• Ermittlung relativer axialer Abbrandprofile • Identifikation Spaltprodukten bzw. von Pellet-Rissen • Identifikation von Lücken im Pellet-Verbund • Messung der Länge der Pellets	• Gamma-Scans konnten keine Anhäufung bzw. Migration von Spaltprodukten zeigen • Verringerter Abbrand an den Positionen der Abstandshalter • Pellet-Pellet-Übergänge sowie Feder im Plenum-Bereich erkennbar - Abschätzung der Anzahl der Pellets und Länge des Plenums in jedem Stab • Gesamtlänge der Brennstoff Pellets variierte zwischen 3.674 und 3.699 mm.
Messung der Gesamtlänge der Brennstäbe	-	• Gesamtlänge der Stäbe variiert zwischen 3.881 und 3.894 mm
Wirbelstrom Messungen	• Ermittlung mechanischer Defekte der Hüllrohre und Oxidschichtmessung an der Hüllrohr-Wasser Seite	• Signifikante Hüllrohrverdünnung (17 – 22 %) aufgrund gleichmäßiger Oxidation wurde in den Zirc-4- und LT-Zirc-4-Stäben in den Bereichen mit höherem Abbrand ermittelt • Minimale Hüllrohrstärke ~ 0,462 mm • Größter Defekt war 7-prozentige Reduzierung des Querschnittsvolumens der Hüllrohre • Im allgemeinen Reduzierungen um 1 - 3 % des Querschnittsvolumens der Hüllrohre • Die maximale durchschnittlich gemessene Abhebung betrug für M5 27 µm, für ZIRLO 69 µm und für Zirc-4/LT-Zirc-4 164 µm.
Optische Profilometrie	• Ermittlung des Außendurchmesser (OD) des Brennstabes in	• Maximal gemessene Außendurchmesser für M5, ZIRLO und Zirc-4/LT Zirc-4 beträgt jeweils 9,52, 9,55 und 9,63 mm.

Zerstörungsfreie Prüfung	Zweck	Ergebnisse
	Abhängigkeit von der axialen Position	
Temperaturmessung der Brennstaboberfläche	-	Max. Oberflächentemperatur (an Hüllrohr-Wasserseite) 31,2 °C

Zerstörende Werkstoffprüfung

Bisher wurden drei Brennstäbe wärmebehandelt und untersucht:

- ein mit Zirc-4 ummantelter Brennstab (F35P17)
- ein mit ZIRLO ummantelter Brennstab (3F9N05)
- ein mit M5 ummantelten Brennstab (30AE14)

Bei den Messungen des Innendrucks, des Hohlraumvolumens und der Spaltgasfreisetzung konnten keine Besonderheiten festgestellt werden. Einzig auffällig war, dass die Wärmebehandlung zu einem größeren Hohlraumvolumen in dem mit ZIRLO-ummantelten Brennstab geführt hat.

Für die Gasdurchlässigkeit durch die Pellets konnte bei Raumtemperatur ein Zeitraum zwischen 30 Minuten und 24 Stunden gemessen werden. Diese Daten korrelieren mit Vorhersagemodellen für poröse Medien. Generell konnte eine Korrelation der Porosität der Pellets mit der Betriebstemperatur im Reaktor und dem Abbrand festgestellt werden. Bei der Anwendung der Brennstab-Leistungs-Codes FAST und BISON konnte ein Trend festgestellt werden, bei dem das Hohlraumvolumen durch FAST über- und durch BISON unterbewertet wird. Der Anteil der freigesetzten Spaltgase zwischen Pellet und Hüllrohr betrug zwischen 1,6 und 3,6 %. Ergebnisse zur Analyse des Abbrands liegen für drei Proben vor, und der Anteil der Isotope von acht weiteren Proben wird zurzeit (Stand Januar 2023) analysiert.

In den wärmebehandelten Brennstäben mit M5- und ZIRLO-Ummantelung konnten radiale Hydride festgestellt werden. Die wärmebehandelten Zirc-4 Brennstäbe wiesen eine hohe Dichte an radialen, kurzen Hydriden auf. Auch in den ZIRLO-Brennstäben ohne Wärmebehandlung konnten kurze radiale Hydride beobachtet werden. Bei allen anderen getesteten Brennstäben ohne Wärmebehandlung konnten keine radialen Hydride er-

mittelt werden. Eine Änderung der Hydridkonzentration, hervorgerufen durch die Pellet-Pellet Lücke, konnte nicht festgestellt werden.

Von den 20 geplanten Tests zur Quantifizierung der Hydride in den Hüllrohren wurden 19 abgeschlossen (Stand 2023). Der durchschnittliche Wasserstoffgehalt liegt zwischen 34 und 152 wppm für M5, 130 bis 616 wppm für ZIRLO und 130 bis 1.440 wppm für LT Zirc-4/Zirc-4. Der Wasserstoffgehalt korreliert mit der durchschnittlichen Dicke der Oxidschicht auf der Hüllrohr-Wasser Seite.

Einunddreißig sog. CIRFT-Tests (sechs statische Tests und 25 dynamische Tests) wurden bisher abgeschlossen. Die Wärmebehandlung der Brennstäbe führte zu einer verkürzten Ermüdungslebensdauer. Die CIRFT-Daten der wärmebehandelten Brennstäbe ergaben eine geringere Biegesteifigkeit als bei den bei Raumtemperatur getesteten Brennstäben, mit Ausnahme der Zirc-4-ummantelten Proben. Weiterhin soll eine Probe mit mehreren Pellet-Pellet-Lücken getestet werden, um festzustellen, ob diese Auswirkungen auf die Ermüdungslebensdauer haben. Unstetigkeiten in den Pellets verursachen Spannungskonzentrationen im Hüllrohr, welche sich nachteilig auf die Ermüdungslebensdauer des Brennstabs auswirken.

Alle aus Phase I geplanten Rod Compression Tests sind abgeschlossen. Hier konnten keine signifikanten Unterschiede in der maximalen Zugspannung bei Raumtemperatur und bei 200 °C festgestellt werden. Das Hüllrohrmaterial hat keinen signifikanten Einfluss auf die Tragfähigkeit. Außerdem scheint es keinen Unterschied zu spielen, ob die Brennstäbe zuvor wärmebehandelt waren. Unterschiede ergaben sich einzig aus der Orientierung der Risse in den Pellets. Hier konnte festgestellt werden, dass diese den Bruch des angrenzenden Hüllmaterials zu initiieren scheinen. Das beobachtete Lastvermögen der Brennstabsegmente beträgt durchschnittlich 16,4 kN mit einer minimalen Belastbarkeit von 12,3 kN. Die Belastbarkeit der mit Pellets befüllten Brennstabsegmente für die Ring Compression Tests ist etwa achtmal höher als die der entladenen Brennstäbe.

4-Punkt-Biegeversuche (4PB) wurden bei Raumtemperatur (RT) und bei 200 °C durchgeführt. Es konnte festgestellt werden, dass die wärmebehandelten Brennstäbe mit M5 und ZIRLO-Ummantelung eine höhere Duktilität als die Proben bei Raumtemperatur aufwiesen. Es wird jedoch auch darauf hingewiesen, dass es aufgrund der begrenzten Datenlage schwierig ist, definitive Schlussfolgerungen darüber zu treffen, ob eine Wärmebehandlung der Brennstäbe die mechanischen Eigenschaften positiv beeinflusst. Außer-

dem wurde der durch den Bruch verursachte Massenverlust während der 4PB-Tests gemessen. Hierbei konnte kein Trend bzgl. des Massenverlusts der Pellets in Abhängigkeit der Testtemperatur festgestellt werden. Jedes Pellet wog etwa 5,1 - 7,0 g. Die maximale Masse, die von der Ummantelung freigesetzt wurde, entspricht also in etwa $\frac{1}{4}$ eines Pellets, während die typischerweise freigesetzte Masse von 0,4 g weniger als $\frac{1}{10}$ eines ganzen Pellets entspricht. Finite-Element-Modelle für die 4PB-Versuche wiesen eine gute Übereinstimmung mit den experimentellen Daten auf (u. a. zur Berechnung des E-Moduls).

Für die Testreihen wurde ein Aerosol-Erfassungssystem entwickelt, um die einatembare Fraktion von UO_2 -Partikeln zu charakterisieren und zu quantifizieren, welche bei Brüchen des Brennstabs freigesetzt werden. Der zur Probenentnahme eingesetzte Vorrichtung sammelt die Partikel und trennt diese in fünf Größen, die auf Partikelmasse und Partikelgröße analysiert werden können, auf. Das System wurde darüber hinaus modifiziert, um eine größere Bandbreite von Partikeldurchmessern messen zu können. Bei dem Test wurden 4.615,85 μg staubartiger Partikel gesammelt. 494 μg davon liegen im Bereich der einatembaren AED. Der gesamte Freisetzungsanteil beträgt $5,8\text{E-}05 \pm 4,9\text{E-}06$. Der einatembare Freisetzungsanteil beträgt $0,107 \pm 0,010$. Weitere Tests mit unter Druck gesetzten Brennstabsegmenten sind geplant.

Tab. 3.13 Auswahl der wichtigsten Tests zur zerstörenden Werkstoffprüfung

Zerstörende Werkstoffprüfung	Status	Ergebnisse
Freigesetzte Aerosolpartikel	Quantifizierung der lungengängigen Fraktion von UO_2 -Partikeln	- Gesamte Freisetzungsrate mit $5,8\text{E-}05 \pm 4,9\text{E-}06$ berechnet - Lungengängiger Anteil beträgt $0,107 \pm 0,010$
Stabinnen-druck	Messung des Stabinnen-drucks	- Partialdruck des Spaltgases korreliert mit durchschnittlichem Abbrand - Gemessene Druck- und Hohlraumvolumina konsistent für Brennstäbe desselben Brennstoffherstellers - ZIRLO-ummantelten Stäbe zeigen aufgrund Wärmebehandlung eine Veränderung des Drucks und des Hohlraumvolumens. - Brennstab-Leistungs-Codes zeigen, dass Stabinnen-druck durch FAST unterschätzt und durch BISON überschätzt wird.
Optische Mikroskopie	Spezifische Merkmale (Dicke der	Radiale Hydride in wärmebehandelten M5 und ZIRLO Brennstäben sichtbar.

Zerstörende Werkstoffprüfung	Status	Ergebnisse
	Oxidschicht bzw. des Hüllrohrs auf Wasser- und Pelletseite etc.)	• Wärmebehandelte Zirc-4-Probe weist hohe Hydridichte auf. • Bei nicht wärmebehandelten Brennstäben weisen nur ZIRLO-Brennstäbe kurze radiale Hydride auf. • Keine radialen Hydride für Zirc-4 und M5 • Axiale und radiale METs zeigen keine Veränderung in der Hydrid-Dichte im Bereich der Pellet-Pellet Lücke.
Hohlraumvolumen	Messung des Hohlraumvolumens	• Gemessene Volumina stimmen mit anderen Brennstäben der gleichen Bauart überein. • Wärmebehandlung bei ZIRLO führt zu Vergrößerung des Hohlraumvolumens. • Wärmebehandlung beeinflussen das Hohlraumvolumen bei M5 nicht. • FAST schätzt Hohlraumvolumen zu groß und BISON zu klein ein.
4-Punkt-Biegeversuche	Bestimmung der Biegefestigkeit bzw. Sprödigkeit und Duktilität	• Tests wurden bei RT und 200 °C durchgeführt. • Es wurde die Biegefestigkeit und die Dehnung beim Bruch, die 0,2 %-Streckgrenze sowie Biegemodul berechnet. • Wärmebehandelte M5- und ZIRLO-Proben weisen eine höhere Duktilität als Ausgangsproben auf. • Aufgrund begrenzter Datenlage kann jedoch keine eindeutige Aussage getroffen werden, ob die Wärmebehandlung die Proben beeinflusst.
Hydridkonzentration in Hüllrohrmaterialien	Untersuchung der Wasserstoffversprödung	• Wasserstoffgehalt der Hüllrohrproben reicht von 34 bis 152 wppm - M5, 130 bis 616 wppm - ZIRLO und 130 bis 1.440 wppm - LT Zirc-4/Zirc-4. • Ergebnisse korrelieren mit durchschnittlichen Oxidschichtdicken auf der Wasserseite.
CRIFT	Analyse der Ermüdungsbeständigkeit	• Wärmebehandlung führt zu geringerer Biegefestigkeit (Ausnahme Zirc-4) und damit zu einer kürzeren Ermüdungslebensdauer. • Biegefestigkeit, der nicht wärmebehandelten Brennstäbe, stimmt mit zuvor getesteten 17×17-Proben für M5-, ZIRLO- und LT Zirc-4 Proben überein. • Reduzierten Ermüdungsbeständigkeit konnte aufgrund der Wärmebehandlung nicht festgestellt werden. • Erarbeitung eines Dehnungsabhängiger Grenzwert für die Ermüdungsbeständigkeit. • Brennstäbe mit hohem Abbrand weisen geringere der Ermüdungsbeständigkeit auf - Ist auf Spannungskonzentration im Pellet zurückzuführen (Risse oder an Pellet-Pellet-Grenzflächen).

Zerstörende Werkstoffprüfung	Status	Ergebnisse
Microhardness	Messung des Materialwiderstands gegen plastische Verformung	- Durchschnittliche Vickershärte (HV) für Zirc-4-Probe betrug 271 ± 11 HV. - M5 hat geringere Härte als ZIRLO, Zirc-4 und LT Zirc-4 Proben. - Die Mikrohärtigkeit korreliert mit lokalem Abbrand. - Wärmebehandlung führt zu einer Absenkung der Härte (insbesondere für M5 Brennstäbe).
Ring Compression Tests	Messung der Verformungseigenschaften und Festigkeit der Hüllrohrmaterialien	- Kein signifikanter Unterschied in der Belastbarkeit bei RT und 200 °C - Hüllrohrmaterial aber auch Wärmebehandlung haben keinen signifikanten Einfluss auf die Belastbarkeit - Einzig entscheidend ist Ausrichtung Risse im Pellet scheint Bruch des angrenzenden Hüllrohrmaterials auszulösen. - Belastbarkeit der befüllten Brennstäbe ist etwa achtmal höher als die der Brennstäbe ohne Pellets.
Auslaugtest	Auslaugtest mit DI-Wasser und zwei gebrochenen CIRFT-Proben	- Die Auflösung der SNF folgt Trend. - Anfänglich sofortige Freisetzung von Radioisotopen (Cs, Sr, Mo und Np), gefolgt von einer allmählichen Matrixauflösung von U, Pu, Eu, Nd, La, Pr, Sm und Gd. - Weniger flüchtige Isotope von Ru, Rh und Ce sind von Auflösung der Matrix abhängig. - Die Umfangsproben mit einer geringeren exponierten Brennstoffoberfläche wurden während des untersuchten Zeitraums bei der Mehrzahl der Isotope stärker ausgelaugt als die axialen Proben. - PCI-Schicht ist möglicherweise aufgrund der größeren Anzahl von Korngrenzen und Poren anfälliger für Auslaugung.
Messung der Gasdurchlässigkeit	Messung der Gasdurchlässigkeit entlang des Pelletstapels (RT)	- Pellet-Stapel war für Gasdurchfluss permeabel. - Daten korrelieren mit Muskat-Poiseuille-Methode für poröse Medien. - Abgeleitete Permeabilität korreliert mit Betriebstemperatur des Brennstoffs aber nicht mit durchschnittlichem Abbrand. - Herstellungsprozess scheint für Permeabilität wichtig zu sein. - Wärmebehandlung führt zu erhöhter Permeabilität
Erfassen und Analyse der Spaltgase	Analyse der Spaltgase	- Spaltgasanalysen des ORNL und PNNL sind konsistent. - Prozentsatz des aus den Pellets freigesetzten Spaltgases liegt zwischen 1,6 und 3,6 % für die durchstochenen Stäbe.

3.2.2.2 Experimente ohne Brennstoffpellets

Am Pacific Northwest National Laboratory (PNNL) wurden die mechanischen Eigenschaften von Brennstäben ohne Brennstoffpellets untersucht. Nach Abschluss der zerstörungsfreien Werkstoffprüfung am ORNL wurden im September 2018 zehn der Sister Rods ans PNNL für zerstörende Werkstoffprüfungen geliefert. Fünf der Stäbe sollen dabei in Phase-I getestet werden. Diese Tests umfassten axiale Zugversuche, Berstversuche und Vierpunkt-Biegeversuche, die bei Raumtemperatur und 200 °C durchgeführt wurden. Von besonderem Interesse war hier der Effekt von Hydriden auf die mechanischen Eigenschaften, insbesondere nach dem Trocknen, wenn zu einer Neuausrichtung der Hydride kommt. Der Fokus lag hier auf der sog. Post-irradiation Untersuchung (PIE) und einer detaillierten Charakterisierung der Stäbe hinsichtlich der mechanischen Eigenschaften.

Zerstörende Werkstoffprüfungen

Mittels optischer Mikroskopie wurde unter anderem die Abmessung des Hüllrohrs (z. B. Innendurchmesser, Wandstärke, Außendurchmesser, Oxidschichtdicke) bestimmt. Weiterhin wurden qualitative Messungen zur Hydridausrichtung und -verteilung durchgeführt. Die Vickers-Mikrohärte wurde sowohl am inneren als auch am äußeren Rand des Hüllrohrs ermittelt. Eine Trägergasfusion-Methode mit einem LECO-Analysator wurde verwendet, um die Gesamtwasserstoffkonzentration in den PIE-Proben zu messen. Rasterelektronenmikroskopie wurde an ausgewählten Proben durchgeführt, um die optische Mikroskopie zu ergänzen.

Die höchste Konzentration an Hydriden befindet sich im oberen Drittel des Brennstabs und nimmt relativ schnell zur Mitte hin ab. Bei allen getesteten Brennstäben befindet sich die niedrigste Konzentration am Boden. Dies ist damit zu erklären, dass die Temperatur schnell ansteigt, wenn Wasser von unten nach oben an den Brennstäben entlang strömt. Eine erhöhte Temperatur bewirkt eine erhöhte Oxidationsrate und die Wasserstoffaufnahme steigt. Außerdem konnte beobachtet werden, dass lokale Unterschiede (z. B. heiße oder kalte Stellen) einen signifikanten Einfluss auf die Wasserstoffaufnahme haben. Zwischen den Quadranten derselben Brennstoffprobe gibt es keinen signifikanten Unterschied in der Wasserstoff-, Sauerstoff- oder Stickstoffkonzentration, obwohl eine Seite jedes Stabes einem Führungsrohr im Reaktor gegenüberstand. Allerdings nimmt die Variation in der Wasserstoffkonzentration zwischen den Quadranten zu, je höher die Konzentration zum oberen Ende des Stabes hin ansteigt. Wie zu erwarten konnte ein

Zusammenhang zwischen Wasserstoffgehalt und der Oxiddicke festgestellt werden. Die Korrelation war für den ZIRLO-Brennstab besonders deutlich. Für den M5-Brennstab ist die Korrelation aufgrund der geringeren Wasserstoffaufnahme geringer. Die Mikrohärtigkeit nimmt mit zunehmendem Wasserstoffgehalt ab. Dies ist überraschend, da eine höhere Dichte an Hydriden die Mikrohärtigkeit im Hüllrohr eigentlich erhöhen sollte. Um das Phänomen zu verstehen sind weitere Untersuchungen geplant. In Abb. 3.10 ist die durchschnittliche Wasserstoffkonzentration entlang der gesamten Länge des Brennstabes 6U3/L8 dargestellt.

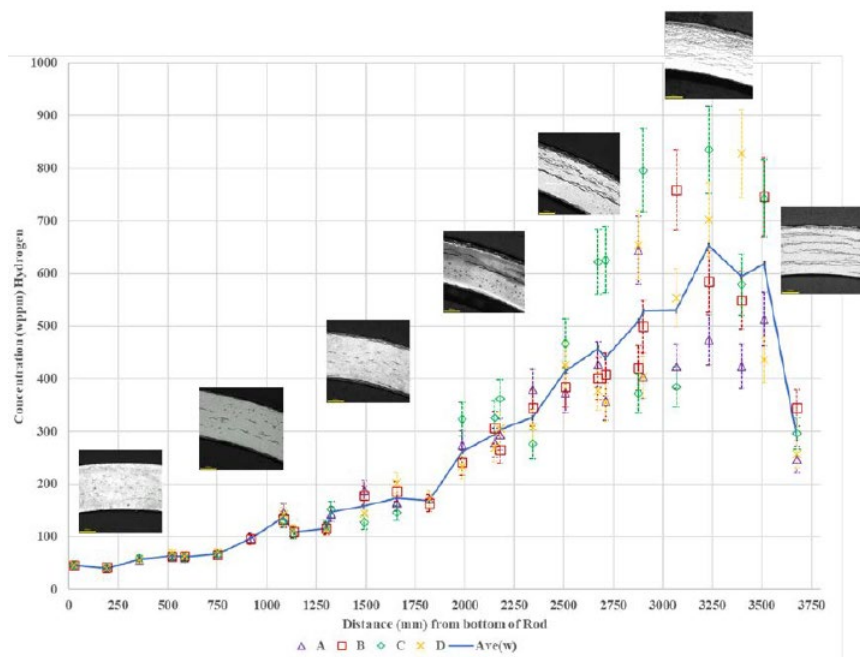


Figure S-1. 6U3/L8 Hydrogen Results Along the Length of the Rod

Abb. 3.10 Hydrid-Gehalt in Abhängigkeit von der Position am Brennstab /HAN 22/

Weiterhin wurden uniaxiale Zugversuche durchgeführt, um die mechanischen Eigenschaften der bestrahlten Hüllmaterialien zu bestimmen. Die Tests wurden an zwei Brennstäben (bei RT und 200 °C) durchgeführt. Um die Messdaten zu validieren, wurde die Verformung einmal mit einem Extensometer und durch Digital Image Correlation bestimmt. Verschiedene Stellen der Stäbe wurden gemessen, um Bereiche mit einem niedrigen Abbrand mit dem zentralen Hochabbrand-Bereich zu vergleichen. Außerdem wurden Bereiche nahe der Gitterabstandshalter gemessen, da es hier durch den Kontakt vom Abstandshalter zum Brennstab zu Fretting kommen kann, wodurch das Hüllrohr geschwächt wird. Das Elastizitätsmodul war für beide gemessenen Brennstäbe bei Raumtemperatur und 200 °C ähnlich. Eine Abnahme von etwa 10 % konnte bei 200 °C verzeichnet werden. Die Fließgrenze war für den Brennstab mit ZIRLO-Ummantelung im

Vergleich zum M5-Brennstab bei Raumtemperatur um ~20 % und bei 200 °C um ~30 % höher. Weiterhin konnte festgestellt werden, dass die Fließgrenze der Brennstäbe mit steigender Temperatur abnimmt. Ein ähnlicher Trend konnte für die maximale Zugspannung, als auch für die elastische und plastische Dehnung beobachtet werden. Der M5-Brennstab zeigte eine deutliche Abnahme des Festigkeitskoeffizienten und des Verfestigungsexponenten bei erhöhter Temperatur.

Die Vier-Punkt-Biegeprüfung wurde an fünf Proben des M5-Brennstabs und an zwei Proben des ZIRLO-Brennstabs bei Raumtemperatur und bei 200 °C durchgeführt. Alle Proben zeigen duktilen Verhalten mit einer Steifigkeit, welche dem gemessenen Elastizitätsmodul aus den uniaxialen Zugversuchen entspricht. Die Eigenschaften beschränken sich auf den elastischen Bereich, da während der Prüfung lokale Dehnungen an den Belastungsstiften während der Prüfung beobachtet wurden, was die Auswertungsmöglichkeit der Proben im plastischen Bereich einschränkt. Für beide Brennstäbe konnten ähnliche Werte für die Steifigkeit ermittelt werden.

Weiterhin wurden Berstversuche bei Raumtemperatur und 200 °C durchgeführt. Insgesamt stimmt die maximale Umfangsspannung bei erhöhter Temperatur für den Brennstab mit ZIRLO-Hüllrohr gut mit der der maximalen Zugspannung aus den uniaxialen Versuchen überein. Die Umfangsspannung für den M5-Brennstab ist ungefähr 10 - 15 % höher als die maximale Zugspannung aus den uniaxialen Tests. Das Elastizitätsmodul in Umfangsrichtung ist 25 - 40 % höher als in uniaxialer Richtung. Der M5-Brennstab zerbrach bei 200 °C im Durchschnitt bei einer 25 % niedrigeren Umfangsspannung als die ZIRLO-Hüllrohre. Dies korreliert mit der Abnahme der Bruchfestigkeit, die bei den Zugversuchen festgestellt wurde. Aufgrund fehlender experimenteller Daten können Vergleiche bei Raumtemperatur zurzeit nicht angestellt werden. Die Art des Bruchs scheint auf Unterschiede in der Mikrostruktur und der Wasserstoffkonzentration zurückzuführen zu sein. Die M5-Proben zeigen große Ausbuchtungen an den Bruchstellen, während die Bruchstellen an den ZIRLO-Hüllrohren schlitzartig und spröde erscheinen. Unterschiede bei den Brüchen konnten auch aufgrund unterschiedlicher Wasserstoffkonzentration ermittelt werden. Hier sind jedoch weitere Tests erforderlich, um den Einfluss der Hydrid-Dichte auf den Bruchmechanismus zu klären. Für die verlängerte Zwischenlagerung ist ein Materialversagen in Folge eines Berstens nicht relevant. Die mechanischen Spannungen, die für ein Berstversagen erforderlich sind, betragen bei 200 °C mindestens 85 MPa und sind damit signifikant höher als unter realistischen

Bedingungen erreicht werden. Der Innendruck der Brennstäbe beträgt bei Raumtemperatur typischerweise weniger als 4 MPa.

3.2.3 Zusammenfassung der Test Phase I und Ausblick auf die Test Phase-II

Der Testplan zur Phase-II wurde im Jahr 2022 veröffentlicht. In einer Einschätzung von 2017 wurde die Reorientierung der Hydride und eine damit verbundene Versprödung mit einer hohen Priorität bewertet. Das sog. Delayed Hydride Cracking wurde mit einer mittleren Priorität, die veränderten mechanischen Eigenschaften durch Kriechen, strahlungsinduzierte Versprödung und Oxidation hingegen mit einer geringen Priorität versehen. Die Auswertung der aus Phase-I zusammengetragenen, experimentellen Befunde führten zu einer Neubewertung der Prioritäten und einer veränderten Ausrichtung des Phase-II-Testplans. Besonders im Hinblick auf die durch radiale Hydride verursachte Versprödung, als auch bzgl. der Ausheilung durch Strahlungsschäden, gab es Veränderungen. Die während der Phase-I gemessenen Innendrucke im Brennstab ließen den Schluss zu, dass eine signifikante Verschlechterung der mechanischen Eigenschaften des Hüllrohrs durch radial ausfallende Hydride während der Abkühlung unwahrscheinlich ist. Die Ring-Compression-Tests, welche vom PNNL an Hüllrohrmaterialien ohne Brennstäbe durchgeführt wurden, konnten zeigen, dass die nicht wärmebehandelten als auch die wärmebehandelten M5 und ZIRLO-Hüllrohre bei Temperaturen bis zu 20 °C duktil bleiben. Auch Hüllrohre aus Zirc-4 bleiben bei Temperaturen bis zu 20 °C ohne Wärmebehandlung und bis zu 120 °C wärmebehandelt duktil. Außerdem konnte gezeigt werden, dass Brennstoffpellets die Verformung der Hüllrohre in den Ring-Compression Tests begrenzen, sodass plastische Verformungen der Hüllrohre ausgeschlossen werden können.

Für Hochabbrand-Brennstäbe mit M5 und ZIRLO-Ummantelung liegt der Grenzwert für bzgl. des Stabinnendrucks bei 5,0 MPa. Für die M5 und ZIRLO Brennstäbe lagen die End-of-Life (EOL) Stabinnendrucke (RIPs) zwischen 3,2 und 4,2 MPa. Für die sog. Integral Fuel Burnable Absorber (IFBA) mit ZIRLO-Hüllrohrmaterialien wurden sogar RIP-Werte von bis zu 5,5 MPa gemessen. Hier bleibt zu zeigen, dass bei den maximal auftretenden Stabinnendrücken die Duktilität auch bei niedrigen Temperaturen hoch bleibt. Hier ist eine begrenzte Phase-II-Testung geplant, um die verbleibenden offenen Punkte anzugehen.

Der Vergleich der Streckgrenze und der maximalen Zugspannung, bestimmt aus den Zug- und Biegetests der Phase-I für Brennstäbe mit und ohne Wärmebehandlung (400 °C für 8 Stunden), zeigte eine größer als zunächst erwartete Abnahme dieser Werte in Folge der Wärmebehandlung. Dies wird hauptsächlich dem Ausheilen von strahleninduzierten Materialschäden zugeschrieben. Aber auch das Ausheilen der Kaltumformungsversprödung spielt dabei eine Rolle. Während die Wärmebehandlung mit einer Abnahme der Streckgrenze und der maximalen Zugspannung einhergeht, sorgt sie auch für eine Zunahme der Duktilität. Eine Erhöhung der Duktilität sorgt zwar für ein verringertes Hüllrohrversagen, aber die reduzierte Materialfestigkeit kann Kriecheffekte begünstigen. Die reduzierte Streckgrenze kann dabei signifikante Auswirkungen auf die Lizenzierung aktueller und zukünftiger Systeme haben. Die Wissenslücke bzgl. der Ausheilungseffekte von Materialschäden wird für die Phase-II Tests wird fortan mit einer hohen Priorität versehen.

Aufgrund bestehender Wissenslücken zu den Effekten der Wärmebehandlung auf das Kriechverhalten sind in Phase-II eine Reihe von Experimenten geplant, um dieses bei Brennstäben mit und ohne Pellets genauer zu untersuchen.

3.3 Untersuchung zur Temperaturentwicklung

Auf Grundlage des CAD-Modells eines generischen TLB /GRS 24b/ wurde ein Finite-Elemente-Modell genutzt, um die Temperaturen von Behälter und Inventar in Abhängigkeit von Abbrand und Abklingzeit zu ermitteln. Alle Berechnungen erfolgten mit der kommerziellen Software LS-DYNA /LIV 23/. Der Betrachtungszeitraum umfasst die Nachzerfallswärme, wie angegeben in Tab. 3.6 bei einem Abbrand von 55 GWd/Mg SM. Zusätzlich wurden Nachzerfallswärmeleistungen für 150 Jahre herangezogen. Die angegebenen Leistungswerte sind normiert auf 1 Mg SM und wurden auf jeweils ein Brennelement bezogen. Für die Belegung mit UO₂ Brennstoff wurde eine homogene Behälterbelegung und eine homogene Verteilung der Wärmeleistung über alle Brennelemente angenommen. Die Berechnungen mit der Bezeichnung MOX wurden mit einer Mischbelegung durchgeführt. Dabei wurden die sechs Positionen in der Reihe um das zentrale Brennelement mit den Nachzerfallswärmeleistungen für MOX-Brennelemente berechnet. Für den Wärmeaustausch mit der Umgebung wurde eine Temperatur von 29 °C angesetzt. Die Tab. 3.14 enthält eine Zusammenfassung der Berechnungsergebnisse mit Auswertung an verschiedenen Messpunkten. Die Auswertung erfolgte jeweils bei der maximal auftretenden Behältertemperatur, die sich stets an der Innenseite des Behälterschachts

befand. Als weitere Messpunkte am Behälter wurden die maximalen Temperaturen auf der Behälteroberfläche und dem Boden des Behälterschachts ermittelt. Für die Brennelemente wurde die jeweils höchste und niedrigste Temperatur angegeben.

Tab. 3.14 Temperaturen an Behälter und Brennelementen für UO₂- und MOX-Brennstoff mit 55 GWd/Mg SM Abbrand bei unterschiedlichen Abklingzeiten

Temperatur [°C]		UO ₂			MOX		
		100 a	150 a	300 a	100 a	150 a	300 a
Nachzerfallswärmeleistung [W/MgSM]		512	331	202	2130	1534	1170
Behälter	Max.	38	35	33	47	42	38
	Oberfläche	35	33	31	53	37	34
	Boden	33	32	31	38	36	34
Brennelemente	Min.	35	33	31	40	37	34
	Max.	70	55	46	195	148	118

Zwischen 100 und 150 Jahren fällt die maximale Temperatur an den Brennelementen für UO₂-Brennstoff um den Faktor 1,27 und für MOX-Brennstoff um den Faktor 1,32 im selben Zeitraum ab. Zwischen 100 und 300 Jahren wird eine Abnahme um den Faktor 1,52 für UO₂-Brennstoff und 1,65 für MOX-Brennstoff beobachtet. Das widerspricht zwar dem Trend der Aktivitäten und Wärmeleistungen, allerdings sinkt der Wärmefluss zwischen Behälter und Umgebung mit geringeren Temperaturdifferenzen.

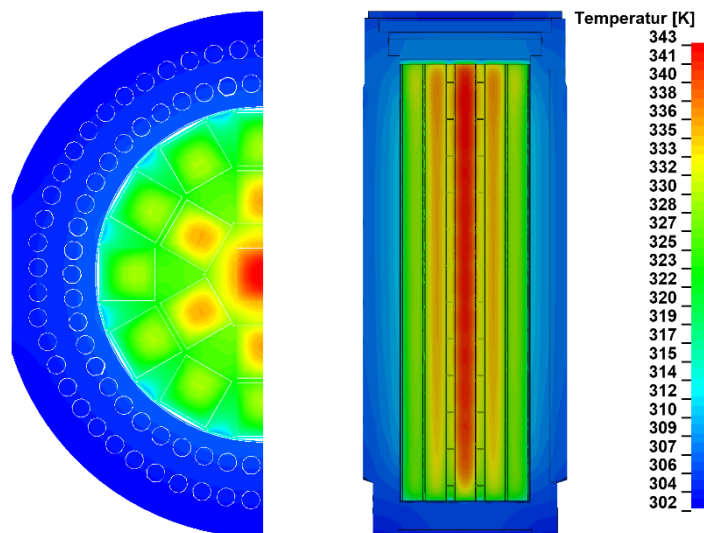


Abb. 3.11 Temperaturverteilung im Quer- und Längsschnitt für UO_2 -Brennstoff 100 Jahre nach Reaktorentladung

Die Temperaturverteilung in Behälter und Inventar ist in Abb. 3.11 grafisch dargestellt. Alle Werte sind in K angegeben. Der Querschnitt (links) zeigt die Ebene der maximal auftretenden Temperatur. Die entsprechende Darstellung ist für MOX-Brennstoff in Abb. 3.12 gezeigt. Die Brennelemente mit größerer Wärmeleistung sind deutlich anhand der höheren Temperaturen identifizierbar.

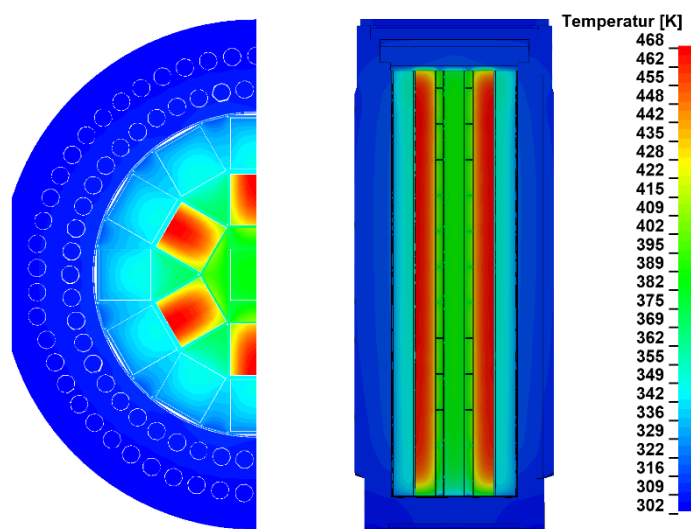


Abb. 3.12 Temperaturverteilung im Quer- und Längsschnitt für MOX- und UO_2 -Brennstoff 100 Jahre nach Reaktorentladung

Die über den normierten Durchmesser dargestellten Temperaturen sind in Abb. 3.13 für alle Zeitpunkte gezeigt. Der Längsschnitt (rechts) erfolgt durch die Symmetrieebene und die entsprechenden Temperaturverläufe sind analog in Abb. 3.14 abgebildet.

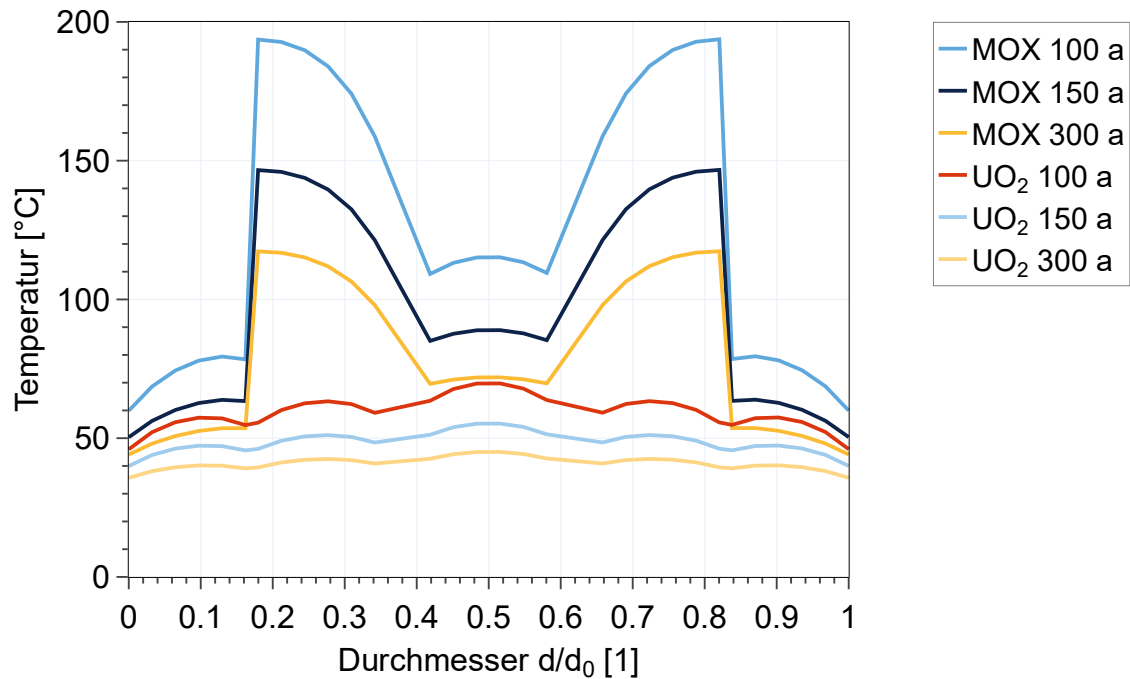


Abb. 3.13 Querschnitt der Temperaturverteilung durch die Brennelemente im Zentrum des Behälters

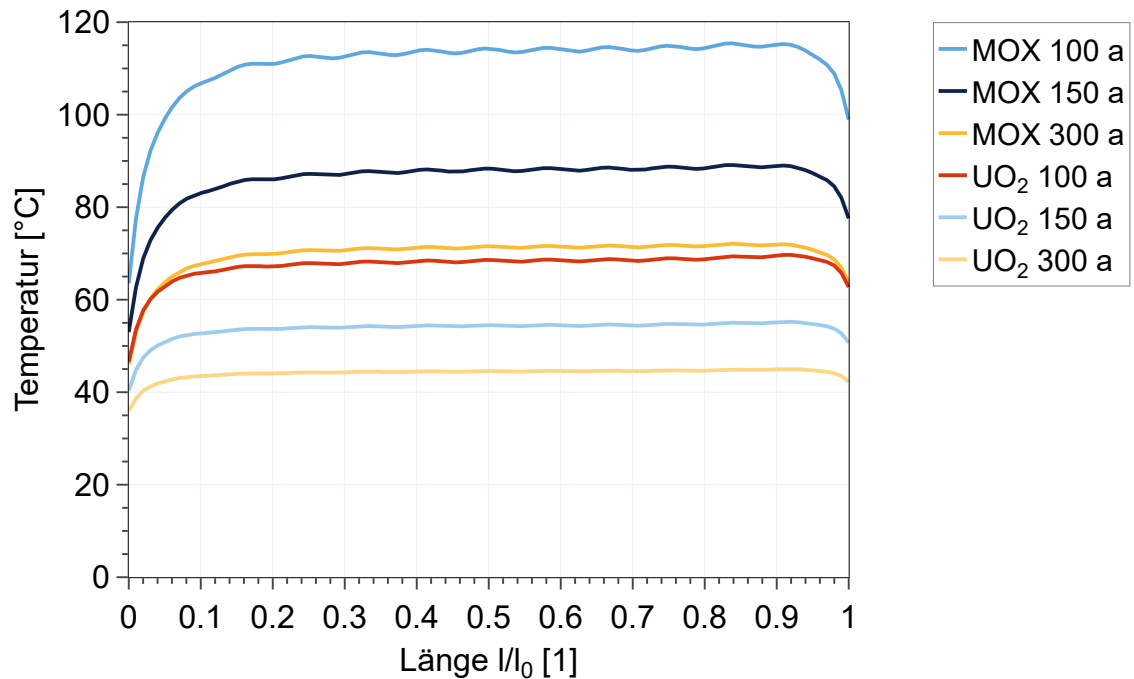


Abb. 3.14 Längsschnitt der Temperaturverteilung durch die Brennelemente im Zentrum des Behälters

4 Analysen zum Alterungsmanagement

4.1 Internationale Ansätze zum Alterungsmanagement

Das vorliegende Kapitel gibt den aktuellen Sachstand und die Vorgehensweisen der Länder USA, Spanien, Korea, Belgien, Schweiz und Kanada zum Thema Alterungsmanagement wieder.

4.1.1 USA

In den USA werden bestrahlte Brennelemente an den Kernkraftwerksstandorten in verschiedenen Lagerbehältern und Lagersystemen gelagert. Dazu gehören metallische Lagerbehälter, Lagerbehälter aus Beton oder modulare Betonelemente, in denen die Brennelemente in verschweißten Kanistern horizontal oder vertikal eingelagert werden. Die Lagersysteme und Zwischenlager sind für eine Dauer von bis zu 40 Jahren genehmigt. Die Möglichkeit der Genehmigungsverlängerung um bis zu 40 Jahre besteht grundsätzlich, wobei die Anzahl der Verlängerungen unbegrenzt ist. Dafür bedarf es eines Antrags auf Genehmigungsverlängerung, welcher durch die Nuclear Regulatory Commission (NRC) geprüft und beschieden wird. Im Rahmen des Antrags sind Degradationsmechanismen und Alterungseffekte zu bewerten, die zu einer Verringerung der Wirksamkeit der Strukturen, Systeme und Komponenten des Lagersystems führen können. Dabei können zeitlich begrenzte Alterungsanalysen genutzt werden, um zu zeigen, dass die Strukturen, Systeme und Komponenten trotz Alterung oder Degradation weiterhin ihre spezifizierte Funktion für die anvisierte Zeit erfüllen oder es ist eine Alterungsmanagementprogramm (AMP) für diese Strukturen, Systeme und Komponenten darzulegen, welches darstellt, wie mit Alterungs- und Degradationsmechanismen im Betrieb umgegangen wird. Ferner sind die Betreiber angehalten, im Hinblick auf Alterungseffekte laufende Forschungsaktivitäten zu beobachten und zu berücksichtigen und bestehende Betriebserfahrungen in Datenbanksystemen zu dokumentieren und regelmäßig mit dem bestehenden Alterungsmanagementplan abzugleichen bzw. diesen anzupassen.

Zur Unterstützung ihrer Prüfung von Anträgen auf Verlängerung von Lagerungsgenehmigungen hat die NRC verschiedene Leitfäden entwickelt und veröffentlicht. Die aktuellen Leitfäden zur Verlängerung spezifischer Lagergenehmigungen sind in NUREG-1927, Rev. 1, „Standard Review Plan for Renewal of Specific Licenses and Certificates of Compliance for Dry Storage of Spent Nuclear Fuel“ /NRC 16/ enthalten. Darüberhinaus bietet

NUREG-2214, „Managing Aging Processes in Storage (MAPS) Report“ /NRC 19/ technische Leitlinien und Grundlagen für Alterungsmechanismen und -auswirkungen, sowie Alterungsmanagementprogramme, die allgemein als akzeptabel angesehen werden, um Alterungseffekten zu begegnen und sicherzustellen, dass die funktionellen Anforderungen von Zwischenlagersystemen erhalten bleiben. Ferner enthält der Regulatory Guide (RG) 3.76, „Implementation of Aging Management Requirements for Spent Fuel Storage Renewals“, Leitlinien zum Format und zum Inhalt von Anträgen zur Verlängerung der Zwischenlagerebene und zur Umsetzung von Programmen zum Alterungsmanagement /NRC 21/.

In den letzten drei Jahren wurden drei neue Genehmigungen (Three Mile Island, Wolf Creek und Calvert Cliffs) für die Lagerung bestrahlten Brennelementen in Trockenlagersystemen an aktuellen oder ehemaligen Kernkraftwerksstandorten erteilt. Seit Juni 2024 werden zwei Verlängerungsanträge für Trockenlagersysteme (NAC-UMS und Fuel Solutions) und eine zwischenlagerspezifische Genehmigung (Diablo Canyon ISFSI) geprüft. Die NRC hat bisher Verlängerungen für acht Zwischenlagersysteme und 12 Zwischenlager erteilt.

4.1.2 Spanien

In Spanien werden die bestrahlten Brennelemente an den Kernkraftwerkstandorten in Transport- und Lagerbehältern (Trillo, Almaraz, Cofrentes und Santa María de Garoña) gelagert. In José Cabrera und Ascó lagern die Brennelemente in Edelstahlkanistern, welche in senkrechten Betonumhausungen eingebracht wurden. In jüngster Vergangenheit war der Bau eines zentralen Zwischenlagers in Spanien geplant. Mittlerweile ist Spanien von diesem Plan abgerückt und plant nun die Erweiterung der Standortzwischenlager zur Aufnahme und Lagerung aller dort anfallenden Brennelemente bis zum Abtransport an ein Endlager. Die erweiterten Standortzwischenlager sollen dann aus dem bestehenden Zwischenlager, ergänzenden Systemen zur Aufnahme der weiteren Brennelemente, sowie Anlagen, welche die Wartung und Reparatur der Behälter ermöglichen, bestehen.

Die Verordnung über die nukleare Sicherheit, mit der die Richtlinie 2014/87/Euratom in spanisches Recht umgesetzt wurde, und welche die grundlegenden Anforderungen an die nukleare Sicherheit definiert, bezieht die Zwischenlager in ihren Anwendungsbereich ein. Sie verlangt regelmäßige Sicherheitsbewertungen der Anlage, um festzustellen, ob ein angemessenes Niveau der nuklearen Sicherheit erreicht wurde und die Anlage das

Sicherheitsziel erfüllt. Ferner soll damit ermöglicht werden, Verbesserungspotentiale zu erkennen. Im Rahmen der Sicherheitsbewertungen sind unter anderem auch Aspekte im Zusammenhang mit der Alterung zu berücksichtigen.

Die spanische Aufsichtsbehörde Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) hat die Anforderungen für das Alterungsmanagement während der Planungsphase und der langfristigen Betriebsdauer von Kernkraftwerken, einschließlich der auf ihrem Gelände befindlichen Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente, sowie für Trockenlagersysteme oder Behälter, die für den Einsatz in solchen Anlagen vorgesehen sind, auf Basis der gesetzlichen Grundlagen festgelegt. Gemäß den geltenden Vorschriften erfordert die Verwendung von Behältern für die Trockenlagerung bestrahlter Brennelemente die Erteilung einer Bauartgenehmigung für diese Systeme, deren Gültigkeit für einen Zeitraum von maximal 20 Jahren gewährt wird.

Da auch in Spanien mittelfristig kein tiefegeologisches Endlager zur Verfügung stehen wird, wird die Verlängerung der Trockenlagerung bestrahlter Brennelemente in den zugelassenen Lagerbehältern unumgänglich. Dies zieht die Notwendigkeit einer Erneuerung der entsprechenden Genehmigungen für die verschiedenen Behälterkonstruktionen nach sich.

Für den speziellen Fall von Behältern für die Trockenlagerung bestrahlter Brennelemente schreibt die Anweisung IS-20 vor /NUC 19/, dass die Alterung der Strukturen, Systeme und Komponenten, die als sicherheitsrelevant eingestuft sind, berücksichtigt werden muss. Nach Ablauf der vorgesehenen Gültigkeitsdauer für die Genehmigung von Behälterkonstruktionen schreibt diese Vorschrift vor, dass nachgewiesen werden muss, dass die Lagerung bestrahlter Brennelemente keine nachteiligen Auswirkungen auf die, für die Sicherheit als wichtig eingestuften Strukturen, Systeme und Komponenten des Behälters hatte und dass diese daher während einer neuen Betriebsphase die in der Auslegung festgelegten Funktionen beibehalten. Ferner sind grundlegende Anforderungen an Wartung, periodische Überprüfung, Inspektion und Überwachung der Lager für Brennelemente und hochradioaktive Abfälle in der Anweisung IS-29 niedergeschrieben /NUC 10/.

In der Praxis wird die Einhaltung der Anforderungen durch ein Lebenszeitmanagementprogramm für die spezifischen Behälterdesigns gestützt. Der Plan zielt darauf ab, die Lebensdauer des Behälters ohne Beeinträchtigung der Sicherheit zu erreichen und die Einhaltung der geltenden Genehmigungsbedingungen aufrechtzuerhalten. Die anzu-

wendende Methodik ist mit Bezug zu /NRC 16/, /NRC 19/, /NRC 21/ stark an die Vorgehensweise der USA angelehnt. Das Lebenszeitmanagementprogramm umfasst die Entwicklung eines Alterungsmanagementprogramms, die Überprüfung und Aktualisierung der Sicherheitsnachweise, und eine vorausschauende Planung der Aktivitäten zur Auswertung von Betriebserfahrungen.

4.1.3 Korea

In Korea werden die bestrahlten Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren noch immer in den Nasslagern der Kernkraftwerke gelagert. Einzig am Standort Wolsong, wo vier schwerwassermoderierte CANDU-Reaktoren betrieben werden, existiert eine trockene Zwischenlagerung der CANDU-Brennelemente am Standort in Betonmodulen vom Typ MACSTOR/KN 400. Korea sieht sich mit der Problematik konfrontiert, dass insbesondere die Nasslagerkapazitäten an den Kernkraftwerken fast erschöpft sind. Der strategische Ausbau von Trockenlagerkapazitäten an den Kernkraftwerken und der Bau eines zentralen Zwischenlagers ist notwendig und wird derzeit auch auf nationaler Ebene geplant. Am 27. Februar 2025 wurde ein Sondergesetz über hochradioaktive Abfälle vom Nationalrat in einer Plenarsitzung nach neun Jahren Diskussion zwischen der Regierungspartei und der Opposition verabschiedet. Das Gesetz enthält Bestimmungen für den Bau und Betrieb von Zwischenlagern und Endlagern für hochradioaktive Abfälle, sowie für die Unterstützung der Standortgemeinden. Es sieht die Einrichtung eines Ausschusses für die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle unter der Leitung des Premierministers, die Festlegung eines Verfahrens für die Auswahl eines Standorts für die Lagerung hochradioaktiver Abfälle, sowie Maßnahmen zur Einholung von Stellungnahmen und zur Unterstützung der Standortgemeinden bei der Errichtung von Lagern auf dem Gelände von Kernkraftwerken vor.

Am 2. November 2023 gab Doosan Enerbility bereits bekannt, dass es einen Vertrag mit Korea Hydro & Nuclear Power (KHNP) über die Gesamtplanung eines Trockenlagersystems für bestrahlte Brennelemente auf Basis der Nutzung von Transport- und Lagerbehältern abgeschlossen hat. Gemäß Doosan Enerbility wird vorgesehen, die Planungsarbeiten abzuschließen und bis 2027 die Zertifizierung für das Trockenlagersystem zu erhalten, welches auch die Behälter für die Lagerung und den Transport bestrahlter Brennelemente umfasst. Es wird davon ausgegangen, dass für die Lagerung koreanischer Brennelemente ca. 2.800 Behälter benötigt werden. Es ist davon auszugehen, dass bei der Planung, Auslegung und Genehmigung der trockenen Zwischenlagerung in

Korea, die international anerkannten Standards und Anforderungen an das Alterungsmanagement Anwendung finden werden.

4.1.4 Belgien

In der Vergangenheit verfügte Belgien nur über ein Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente am Standort Doel, in dem die bestrahlten Brennelemente trocken in Transport- und Lagerbehältern aufbewahrt wurden. Am Standort Tihange wurden bestrahlte Brennelemente in den Nasslagern der Kernkraftwerksblöcke gelagert. Um die Brennelementefreiheit der abgeschalteten Blöcke in Doel und Tihange zu gewährleisten und die beim Betrieb der laufenden Reaktoren anfallenden bestrahlten Brennelemente sicher zwischenzulagern, entschied man sich für den Bau zweier neuer Zwischenlager (SF²-Anlagen) in Doel und Tihange. Nach Abwägung der Vor- und Nachteile entschied sich der Lizenznehmer für die Trockenlagerung in Transport- und Lagerbehältern. Die vorgesehenen Behälter, die genutzt werden sollen, stammen von ORANO NPS (TN[®]24-Behälter) und GNS (CASTOR[®]-Behälter). Die Behälter entsprechen dem Typ B(U)F gemäß der Klassifizierung der IAEA SSR-6 und verfügen über das bekannte Doppeldeckeldichsystem mit permanenter selbstüberwachter Dichtheitsprüfung.

Die Genehmigung für das Zwischenlager SF² Tihange wurde im Januar 2020 per Königlichem Erlass erteilt. Die Bauarbeiten für Tihange wurden 2023 abgeschlossen, und der bestätigende Königliche Erlass, der die Inbetriebnahme erlaubt, wurde am 12. Juni 2024 erteilt. Für das Zwischenlager SF² Doel wurde der Genehmigungsantrag im Jahr 2020 gestellt und die Genehmigung im Jahr 2021 erteilt. Die Bauarbeiten begannen im Jahr 2021 und sollten bis Ende 2024 abgeschlossen sein. Die Inbetriebnahme ist für 2025 vorgesehen. Die Anlagen SF² Doel und SF² Tihange sind für eine Betriebsdauer von 80 Jahren ausgelegt. Im Rahmen der Genehmigung der SF² Zwischenlager wurde die Einrichtung eines Eingangskontrollprogramms und eines Überwachungsprogramms für regelmäßige Inspektionen der Behälter gefordert, die von der FANC und Bel V genehmigt werden müssen. Die Optionen für ergänzende Kontrollen der bestrahlten Brennelemente sollten ebenfalls geprüft werden.

Nach den vorliegenden Informationen ist Synatom, ein Dienstleister der Betreiber, damit beschäftigt, ein Programm zum Alterungsmanagement (AMP) bestrahlter Brennelemente aufzusetzen. Das AMP folgt den Leitlinien zum Management von Alterungsprozessen bei der trockenen Zwischenlagerung, die von der US-amerikanischen Atomaufsichtsbehörde (NUREG-2214, /NRC 19/) erstellt wurden. Es stützt sich auf veröffentlich-

te Daten und Dokumente, wie die ISG-11 /NRC 03/ und NUREG-2224 /NRC 20b/, um wesentliche Kriterien der trockenen Zwischenlagerung festzulegen und Alterungsphänomene von großer Bedeutung zu bewerten.

4.1.5 Schweiz

Die Situation zur Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in der Schweiz hat sich im Berichtszeitraum nicht verändert. Bestrahlte Brennelemente lagern trocken in Transport- und Lagerbehältern im Zwischenlager Beznau (ZWIBEZ) und im zentralen Zwischenlager Würenlingen (ZWILAG). Am Kernkraftwerk Gösgen lagern Brennelemente in einem gesonderten Nasslager am Standort. Für die Zwischenlagerung in der Schweiz existiert keine zeitliche Begrenzung, die Zwischenlager müssen jedoch alle zehn Jahre eine periodische Sicherheitsüberprüfung durchführen.

Die Schweiz hat in der Vergangenheit ihre Genehmigungsprozess für Transport- und Lagerbehälter angepasst. Anstatt nur ausländische Bauartzulassungen zu validieren, erteilt das ENSI nun eigene Zulassungen, um einen vollständigen Zugang zu den, für die Alterung relevanten, Auslegungsmerkmalen zu erhalten. Darüber hinaus fordern die Genehmigungsvoraussetzungen für die Transport- und Lagerbehälter eine periodische Überprüfungspflicht aller zehn Jahre, um Alterungseffekten Rechnung zu tragen. Durch die vollständige Prüfung der Nachweise im Rahmen der Genehmigung der Behälterbauarten konnte das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) ein umfassendes Alterungsüberwachungsprogramm für die Transport- und Lagerbehälter etablieren und wichtige Ergebnisse im Hinblick auf die Sicherheitsnachweise für Transport und Lagerung bewerten.

Der regulatorische Rahmen wurde mit der Änderung der Richtlinie ENSI-B17 /EID 20/ zum Betrieb von Lagerstätten vervollständigt, welche auch Anforderungen an das Alterungsmanagement enthält. Um die Betreiber bei der Umsetzung eines umfassenden Alterungsmanagements und der entsprechenden Nachweise für Transport- und Lagerbehälter zu unterstützen, hat die ENSI einen Alterungsleitfaden für die trockene Zwischenlagerung veröffentlicht /EID 18/. Der Leitfaden definiert den Prozess der periodischen Überprüfung der Auslegungsgrundlagen und der zugrunde liegenden Nachweise, um die kontinuierliche Einhaltung der Anforderungen an die Transport- und Lagerung zu demonstrieren. Im Rahmen des Prozesses sind Alterungseffekte von Behälterkomponenten, der Hüllmaterialien, das Abklingverhalten des radioaktiven Inventars und organisatorische Veränderungen zu adressieren.

Die Betreiber haben bereits mit der Umsetzung begonnen, indem sie entweder einen generischen Ansatz entwickelt haben, der alle wesentlichen technischen Aspekte abdeckt, oder eine mehrstufige Dokumentstruktur entwickelt haben. Die ersten Berichte liegen der ENSI bereits vor und werden geprüft. Für die bereits eingelagerten Transport- und Lagerbehälter wurde eine Roadmap für die regelmäßige Überprüfung vereinbart.

4.1.6 Kanada

In Kanada werden bestrahlte CANDU-Brennelemente an Standortzwischenlagern trocken gelagert. Zum Einsatz kommen dabei verschiedene Systeme. Dazu gehören nicht transportierbare Betonbehälter/Overpacks, modulare Betonstrukturen vom Typ MASCTOR für Edelstahlkanister mit Brennelementen, und Transport- und Lagerbehälter aus Stahlbeton der Ontario Power Generation (OPG). Die Zwischenlagersysteme sind für eine Lebensdauer von 50 Jahren ausgelegt. Diese Lebensdauer wird durch kontinuierliche Überwachungsprogramme und regelmäßige Inspektionen und Wartungen der Strukturen und Behälter erreicht. Bis ein Endlager zur Verfügung steht, müssen die bestrahlten Brennelemente sicher in den, von der Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) genehmigten, Zwischenlagern gelagert werden. Gemäß REGDOC-2.11.1 /CNS 25/ sind die Lizenznehmer verpflichtet, Alterungsmanagementprogramme (AMP) zu erstellen, um Alterungseffekte rechtzeitig zu erkennen und zu mindern und so die Integrität und Funktionsfähigkeit der Systeme, Strukturen und Komponenten (SSC) in allen Phasen des Lebenszyklus der Anlage sicherzustellen. Zur Erstellung und Implementierung der AMP können die Betreiber auf die REGDOC-2.6.3 /CNS 14/ dokumentierten Anforderungen zurückgreifen. Die AMP integrieren verschiedene routinemäßige Überwachungs-, Inspektions- und Prüfprogramme, um den Gesamtzustand jeder Struktur zu bewerten und eine Grundlage für Korrekturmaßnahmen wie Reparaturen oder Austausch zu schaffen. Diese Anforderungen werden durch die CSA-Norm N292.0 /CSA 19/ ergänzt, die weitere Anforderungen an ein AMP festlegt. Darin ist festgelegt, dass ein AMP zu erstellen ist, um die lebensdauerbegrenzenden Eigenschaften sicherheitskritischer Komponenten zu bewerten und zu mindern, mit dem Ziel, sicherzustellen, dass die Behälter in einer sicheren, stabilen, geschützten, kontrollierten und überwachten Umgebung aufbewahrt und gelagert werden. Ferner muss durch das AMP nachgewiesen werden, dass SSC, die anfällig für Alterungserscheinungen sind, für die anvisierte Einsatzzeit bewertet wurden, und dass die Auswirkungen von Alterung während der geplanten Einsatzzeit weiterhin identifiziert und durch Maßnahmen adressiert wer-

den. Dazu zählt auch, dass gezeigt werden, dass die Sicherheitsanalysen mit zeitlich begrenzten Annahmen für die geplante Einsatzzeit validiert sind.

Für alterungsrelevante SSCs müssen die Betreiber Inspektions-, Prüf- und Wartungsprogramme einrichten, um den zukünftigen sicheren Betrieb der Anlage zu gewährleisten. Das Alterungsmanagement für sicherheitsrelevante Strukturen hat einen systematischen und integrierten Ansatz zu verfolgen, um Programme zur Begegnung der Alterung von SSC einzurichten, umzusetzen und zu verbessern. Die Planungen für den gesamten Betriebszeitraum der Zwischenlager sollen strukturierte und vorausschauende Inspektions- und Wartungspläne, Überwachung und Trendanalysen von Alterungseffekten, sowie alle erforderlichen vorbeugenden Maßnahmen zur Minimierung und Kontrolle von Alterungsmechanismen der SSC enthalten. Wenn im Rahmen der Genehmigung festgelegt, müssen die Betreiber ihre Inspektionsergebnisse und Bewertungen von Alterungseffekten im Rahmen der jährlichen Berichterstattung an die CNSC übermitteln. Das Alterungsmanagement der Betreiber wird auch im Rahmen von regelmäßigen Inspektionen bzw. Anlagenbesichtigungen durch die Mitarbeiter der CNSC überprüft.

4.2 Entwicklungen im internationalen Regelwerk mit Bezug zum Alterungsmanagement

Einer der wesentlichsten Änderungen im internationalen Regelwerk stellt die Überarbeitung der Specific Safety Requirements - Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material von 2018, der SSR-6 (Rev.1) dar /IAE 18/. In den "GENERAL REQUIREMENTS FOR ALL PACKAGINGS AND PACKAGES" findet sich unter Punkt 613A die neue Anforderung, dass bereits in der Design-Phase Alterungsmechanismen Berücksichtigung finden sollen. Unter dem geänderten Punkt 809 im gleichen Dokument finden sich die Anforderungen, die im Zuge eines Genehmigungsantrags für eine Typ B(U) Transportbehälterzulassung zu berücksichtigen sind.

Bezüglich der Alterung sind dabei folgende Punkte relevant (frei übersetzt):

(f) Wenn die Verpackung nach der Lagerung für den Versand verwendet werden soll, ist eine Begründung der Berücksichtigung von Alterungsmechanismen in der Sicherheitsanalyse und in den vorgeschlagenen Betriebs- und Wartungsanweisungen einzubeziehen

(k) Für Versandstücke, die nach der Lagerung für die Beförderung verwendet werden sollen, ist ein Lückenanalyseprogramm zu entwickeln, das ein systematisches Verfahren für eine regelmäßige Bewertung von Änderungen der Vorschriften, Änderungen des technischen Wissens und Änderungen des Zustands des Versandstückdesigns während der Lagerung beschreibt.

Zum Thema Transport nach langer Lagerdauer wird im gleichen Dokument im Abschnitt „REQUIREMENTS BEFORE EACH SHIPMENT“ unter dem geänderten Punkt 503 (e) festgelegt, dass bei Versandstücken, die nach der Lagerung für den Versand verwendet werden sollen, sichergestellt sein muss, dass alle Verpackungsbestandteile und der radioaktive Inhalt während der Lagerung so aufbewahrt wurden, dass alle in den entsprechenden Zulassungszeugnissen festgelegten Anforderungen erfüllt sind.

Eine weitere Quelle im Zusammenhang mit dem Transport nach der Lagerung und Alterung ist der Specific Safety Guide SSG-26 (Rev.1) /IAE 22/.

Im Guide wird darauf hingewiesen, dass der Transport nach der Lagerung durch die Transport Regulations bestimmt wird. Es wird konstatiert, dass es sich um einen speziellen Versandvorgang handelt, der die Berücksichtigung der Alterung von Versandstückkomponenten sowie Änderungen des Geltungsbereichs erfordert. Folgende Passagen nehmen Bezug zur Alterung und gleichzeitig zu Typ B(U) Verpackungen (frei übersetzt):

- 613A.1. Verpackungskomponenten und Verpackungsinhalte unterliegen Zersetzungsmechanismen und Alterungsprozessen, die von den Komponenten und Inhalten selbst, sowie von den Einsatzbedingungen abhängen. Daher sollte bei der Konstruktion einer Verpackung Alterungsmechanismen berücksichtigt werden, die dem Verwendungszweck der Verpackung und den Einsatzbedingungen angemessen sind. Der Konstrukteur eines Versandstücks sollte die potenziellen Degradationsercheinungen im Laufe der Zeit, wie Korrosion, Abrieb, Ermüdung, Rissausbreitung, Veränderungen der Materialzusammensetzung oder der mechanischen Eigenschaften aufgrund von thermischen Belastungen oder Strahlung, die Entstehung von Zersetzungsgasen und die Auswirkungen dieser Erscheinungen auf die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen bewerten.
- 613A.3. Bei Verpackungen, die für eine wiederholte Verwendung vorgesehen sind, sollten die Auswirkungen der Alterungsmechanismen auf das Versandstück während der Entwurfsphase bewertet werden, um die Übereinstimmung mit den Transportvor-

schriften nachzuweisen. Auf der Grundlage dieser Bewertung sollte ein Inspektions- und Wartungsprogramm entwickelt werden. Das Programm sollte so strukturiert sein, dass die Annahmen (z. B. Dicke der Umschließungswand, Dichtheit, Wirksamkeit des Neutronenabsorbers), die beim Nachweis der Konformität des Versandstücks verwendet wurden, während der gesamten Lebensdauer der Verpackung als gültig bestätigt werden.

- 613.A.4. Bei der Auslegung von Versandstücken, die für die Beförderung nach der Lagerung vorgesehen sind, ist die Berücksichtigung von Alterungsmechanismen wichtig, da zwischen dem Beladen und dem Ende der Beförderung nach der Lagerung ein langer Zeitraum liegt, die Bedingungen der Lagerung (auch wenn die Beförderungsvorschriften nicht für die Lagerung des Versandstücks gelten) eine Rolle spielen, und da die Inspektion (zur Feststellung von Alterungseffekten) und Wartung von Versandstücken mit radioaktiven Stoffen sich schwierig gestaltet. Darüber hinaus sollten Faktoren wie neue technische Erkenntnisse, Änderungen des Versandstückdesigns, neue Anforderungen in den für das Versandstückdesign geltenden Beförderungsvorschriften oder neue Technologien zur Erkennung und Bewertung von Alterungseffekten berücksichtigt werden.
- 613.A.5. Im Hinblick auf das Versandstückdesign sollte die Berücksichtigung der Auswirkungen der Alterung auf das Versandstück, wie in 613A.1 beschrieben, durch ein Alterungsmanagementprogramm unterstützt werden. Dieses Programm sollte sich mit den Alterungseffekten befassen, einschließlich Vorbeugung, Abschwächung, Zustands- und Leistungsüberwachung, um die Designüberlegungen zu den Alterungsmechanismen zu rechtfertigen. Das Programm sollte auch ein Programm zur Lückenanalyse (Verweis auf Abschnitt 809.3 und 809.4) enthalten, um Änderungen des technischen Wissens, des Stands des Versandstückdesigns und der Anforderungen der Transportvorschriften zu berücksichtigen. Insbesondere sollte das Alterungsmanagementprogramm die Dauer und die Bedingungen der Lagerung, wie sie vom Konstrukteur festgelegt wurden, sowie alle, während der Lagerung und nach der Lagerung vor dem Versand, vorgesehenen Überwachungs-, Inspektions- und Wartungsmaßnahmen berücksichtigen. Ein Alterungsmanagementprogramm und ein Lückenanalyseprogramm sollten für alle Bauarten von Versandstücken entwickelt werden, die nach der Lagerung für den Versand verwendet werden sollen. Für Versandstücke des Typs B(U), B(M) und Typ C müssen diese Programme dem Antrag auf Zulassung von Versandstücken für die Beförderung nach der Lagerung beigefügt werden. Die Ergebnisse des Alterungsmanagementprogramms und des

Lückenanalyseprogramms sollten bei der Erstellung eines Inspektionsplans vor der Beförderung berücksichtigt werden.

Die Abschnitte 809.3 und 809.4 führen weiterhin zur Alterung und zu einem Lückenanalyseprogramm aus:

- 809.3 Da Versandstücke, die nach der Lagerung zur Beförderung verwendet werden, möglicherweise lange Zeit mit dem geladenen radioaktiven Inhalt in Betrieb waren, sollten die Auswirkungen von Degradationsprozessen und Alterungsprozessen bewertet werden, um die Sicherheitsnachweise während der gesamten Lagerzeit zu erfüllen und die Transportfähigkeit nach der Lagerung zu überprüfen. Dies kann durch regelmäßige Sicherheitsbeurteilungen in Verbindung mit Inspektion, Überwachung und Kontrolle des Versandstücks und seiner Betriebs- und Umgebungsbedingungen, sowie der Wartung während der Lagerung nachgewiesen werden. Solche Bewertungen sollten in einem Alterungsmanagementprogramm dokumentiert werden (siehe Absatz 613A.4).
- 809.4 Es muss ein Programm zur Lückenanalyse eingerichtet werden. Eine Lückenanalyse ist eine regelmäßige Bewertung, ob die Bauart den aktuellen Transportvorschriften entspricht. Dabei sollten Änderungen der Vorschriften, Änderungen des technischen Wissensstands und Änderungen des Zustands der Bauart während der Lagerung berücksichtigt und anschließend etwaige Lücken identifiziert werden. Das Lückenanalyseprogramm sollte das Verfahren zur Durchführung einer solchen Lückenanalyse beschreiben. Dies unterstützt den Prozess der Erneuerung der Zulassungsbescheinigung für eine Bauart und die Überprüfung der Gültigkeit bestehender Bescheinigungen während der gesamten Lagerzeit und für den Transport nach der Lagerung.

4.3 Neue Entwicklungen zum Alterungsmanagement in Deutschland

Im Bereich des technischen Alterungsmanagements bilden auf nationaler Ebene unverändert die Leitlinien der Entsorgungskommission (ESK) für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern /ENT 23/ und für die Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle /ENT 22/, sowie das KTA-Regelwerk, die Grundlage für ein effektives Alterungsmanagement einschließlich der Durch-

führung periodischer Sicherheitsüberprüfungen. /ENT 22/ besagt, dass durch das Alterungsmanagement die Überwachung der sicherheitsrelevanten Schädigungsmechanismen, die im Rahmen der Genehmigungsverfahren identifiziert und beurteilt worden sind, sicherzustellen ist. Zusätzlich identifizierte sicherheitsrelevante Schädigungsmechanismen sind in das Überwachungsprogramm aufzunehmen. Ursachen und Folgen dieser Schädigungsmechanismen sind im Hinblick auf den sicheren Betrieb des Zwischenlagers und den späteren Abtransport der Behälter durch geeignete Maßnahmen zu beherrschen.

In Bezug auf den Abtransport der Transport- und Lagerbehälter nach der Zwischenlagerung haben die in Kapitel 4.2 dargestellten Entwicklungen im internationalen Regelwerk mittlerweile Eingang in das untergesetzliche Regelwerk gefunden.

Der Leitfaden „Gültigkeitsdauern für Bauart-Zulassungen“ /BUN 18/ des Bundesamtes für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) nimmt Bezug auf die internationale Regelwerksentwicklung und formuliert Anforderungen an die verschiedenen Bauartzulassungen mit ihren zugehörigen Gültigkeitsdauern. Insbesondere wird für Bauartzulassung mit einer Gültigkeitsdauer von zehn Jahren konstatiert /BUN 18/:

- Bei Antragstellung und dann regelmäßig alle fünf Jahre hat der Zulassungsinhaber die für die Auslegung der Bauart relevanten Vorschriften, Normen u. ä. hinsichtlich der für die Zulassung wesentlichen sicherheitstechnischen Kriterien/Nachweise zu überprüfen und die zuständigen Behörden (BASE/BAM) über das Ergebnis zu informieren.
- Bei Antragstellung und dann regelmäßig alle fünf Jahre ist ein Bewertungsbericht über die Betriebserfahrung und das Alterungsmanagement zu erarbeiten und bei den zuständigen Behörden (BASE/BAM) einzureichen.

Im Einzelnen soll der Bericht/sollen die Berichte, die alle fünf Jahre zu erstellen sind, folgende wesentliche Aspekte widerspiegeln:

- Überprüfung der Gültigkeit der für den Sicherheitsbericht zugrunde gelegten Anforderungen und Nachweisverfahren
- Bewertung der Erfahrungen beim Umgang mit den Behältern (Handhabung, Abfertigung, Transport, Lagerung) einschließlich der Bewertung von unerwarteten Ereignissen und Vorkommnissen

- Auflistung und Erläuterung der im Betrieb aufgetretenen Abweichungen
- Bewertung von Alterungseffekten auf die sicherheitstechnisch relevanten Eingangsparameter der Auslegung sowie auf die Maßgaben der wiederkehrenden Prüfung vor Abtransport aus einem Zwischenlager

Für Bauartzulassung mit einer Gültigkeitsdauer von mehr als zehn Jahren wird konstatiert, dass zusätzlich zu den Anforderungen der 10-Jahreszulassung folgende Punkte zu berücksichtigen sind /BUN 18/:

- Die resultierende Dauer der Befristung ist im Antrag zu benennen und zu begründen. Sie ist jedoch an die Gültigkeitsdauer der derzeit genehmigten Zwischenlager mit eingelagerten Behältern einer Bauart geknüpft.
- Die Bewertung von Alterungseffekten muss den o. g. Zeitraum der ersten Beladung bis zur längsten genehmigten Aufbewahrung von Behältern der beantragten Bauart abdecken. Hinsichtlich der Erstellung der Bewertungsberichte ist festzuhalten, dass im Vergleich zum Fall kürzerer angestrebter Gültigkeitsdauern
 - der Bewertung von Änderungen in Auslegungsnormen oder -regelwerken mehr Bedeutung beizumessen ist. Insbesondere sollten zunächst die Änderungen auf Normenebene bewertet werden, bevor dies auf die Nachweisebene übertragen wird,
 - das Wissen über die ursprüngliche Nachweisphilosophie und deren Bezug zu dem fortgeschriebenen Stand der Technik ausführlicher zu berücksichtigen ist, um den Wissenstransfer über die Zyklen der Bewertung zu sichern,
 - die Bewertung der weiteren Anwendbarkeit der Unterlagen für den Betrieb und die Wartung als Bestandteil der Bewertung der Betriebserfahrung ergänzt wird.

Mit der Gefahrgutregel GGR-023 /BAM 22/ der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) existiert seit 2022 eine Regelwerksdokument, welches die erforderlichen Maßnahmen zum Alterungsmanagement von zulassungspflichtigen Versandstücken für die Beförderung radioaktiver Stoffe auf Basis der Anforderungen des SSR-6 /IAE 18/ definiert. Es wird beschrieben, wie die Alterungsmechanismen bei der Auslegung zu berücksichtigen sind, welche Bewertungsgrundlagen existieren und welche Anforderungen an den Umfang und die Qualität der Nachweise für nicht zugängliche, zugängliche und nicht austauschbare, sowie austauschbare Bauteile, gestellt werden. Ferner wird darge-

stellt, welche Anforderungen an die Organisation des Alterungsmanagements, an den Alterungsmanagementplan und an die Dokumentation gestellt werden.

4.4 Schlussfolgerung

Das technische Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und hochradioaktive Abfälle ist in Deutschland etabliert. Die Anforderungen sind im untergesetzlichen Regelwerk festgehalten und die Einhaltung wird im aufsichtlichen Verfahren überprüft. Die Zielstellungen, die mit einem Alterungsmanagement, auch im internationalen Kontext, verfolgt werden, werden somit in Deutschland erfüllt. Aus den Vergleichen mit den in Kapitel 4.1 unter dargestellten Ansätzen anderer Länder lassen sich zum jetzigen Zeitpunkt keine offensichtlichen Defizite identifizieren. Den Entwicklungen im internationalen Regelwerk zum Transport radioaktiver Stoffe wurde auf nationaler Ebene durch eigene Leitfäden und Regeln Rechnung getragen.

5 Weiterentwicklung der GAP-Analyse

Im vorliegenden Kapitel wird die in den Vorgängervorhaben /ROW 24/, /HUM 18/, /HUM 15/ erarbeitete systematische GAP-Analyse fortgeführt. Im Fokus stand dabei die Identifizierung und Priorisierung von Wissenslücken zum eingelagerten Inventar, zum Behälter und den zugehörigen Komponenten, sowie zu übergeordneten Fragestellungen wie z. B. Modellierungsaspekten.

5.1 Behälter und Komponenten

Der folgende Abschnitt befasst sich mit der Auflistung und Bewertung von Degradationsmechanismen, welche die Strukturintegrität von Behälterkomponenten während der verlängerten Zwischenlagerung beeinflussen. Es wird detaillierter auf die Komponenten zum Verschluss- und Dichtsystem, die Korb- und Strukturmaterialien, die Neutronenmoderatorstäbe und die Anschlagenelemente eingegangen.

5.1.1 Verschluss- und Dichtsystem

Die Alterung von Metalledichtungen in Transport- und Lagerbehältern wird weltweit von mehreren Akteuren teils detailliert untersucht. In Deutschland ist hier die BAM (Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung) /KÖM 19/ und die BGZ (Gesellschaft für Zwischenlagerung) /SCH 23/ zu nennen. Weitere relevante Forschung wird vor allem in Frankreich von CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) und in Japan von CRIEPI (Central Research Institute of Electric Power Industry) /WAT 16/ betrieben.

Die im Doppeldeckeldichtsystem eingesetzten Metalledichtungen stellen eine sicherheitsrelevante Barriere für den Einschluss des Inventars dar und sind, besonders in Relation zum dickwandigen Stahlbehälter, deutlich anfälliger für thermische bzw. strahleninduzierte Alterung. Die für die äußere Ummantelung der Dichtung verwendeten Materialien, Aluminium und Silber, zeigen bei den in der Zwischenlagerung im Deckelbereich vorliegenden Temperaturen Kriechverformungen. Dies führt zu einer Reduktion der Dicke der Ummantelung, sodass eine Entlastung der innen liegenden Spiralfeder auftritt. Das führt zu einer Reduktion der Rückstellkraft. Ebenso geht die nutzbare Rückstellung und damit die maximal tolerierbare Entlastung der Dichtung bei Unfällen zurück. Durch /SHI 11/, /LED 19/ und /KÖM 19/ wurde mit Bauteilversuchen bei erhöhten Temperaturen die Entwicklung der Rückstellkraft und der nutzbaren Rückstellung untersucht. Für die Auswer-

tung der Experimente wurde der Larson-Miller-Parameter herangezogen, um Vorhersagen über die Versuchszeiten hinaus treffen zu können. Dieses Verfahren wird jedoch durch /NAG 14/ als nicht ausreichend beschrieben. Weiterführende Untersuchungen und eine angepasste Beschreibung des Dichtungsverhaltens sind daher notwendig, um bessere Vorhersagen in Bezug auf die verlängerte Zwischenlagerung treffen zu können.

Bezüglich der Leckagerate konnten bei den meisten Versuchen gute bis sehr gute Langzeiteignungen der Dichtungen gezeigt werden. Eine Ausnahme bilden die bei hohen Temperaturen eingelagerten Dichtungen der BAM, die eine geringe Überschreitung der spezifizierten Leckagerate zeigten /JAU 24/. Der Betrag der Leckagerate ist weiterhin sehr gering und weist noch immer eine deutlich bessere Dichtleistung auf, als sie z. B. mit Elastomerdichtungen erreicht werden könnte. Zudem sank die Leckagerate bei weiterer Alterung wieder unter die spezifizierte Leckagerate ab.

Ein neu aufgesetztes Versuchsprogramm der BGZ soll die Kenntnis zum Alterungsverhalten vertiefen. Es wird eine deutlich größere Zahl an Dichtungen als in bisherigen Versuchsprogrammen untersucht, sodass mit einer breiteren Datenbasis gearbeitet werden kann. Durch die kürzeren Einlagerungszeiten der Dichtungen lassen sich jedoch Effekte, wie die zwischenzeitliche Überschreitung der Auslegungsleckagerate, nicht näher untersuchen. Diese traten erst bei Einlagerungszeiten, die länger als die von der BGZ geplanten sind. Die BGZ-Versuche sollen auch Unfallszenarien an gealterten Dichtungen untersuchen, bei denen der Deckel abgehoben und verdreht wieder aufgesetzt wird. So kann der Einfluss der reduzierten nutzbaren Rückstellung und die Wiederverpressbarkeit gealterter Dichtungen untersucht werden /SCH 24/. Ergänzende Untersuchungen zur Einordnung der experimentell bzw. rechnerisch vorhergesagten Werte bezüglich kritischer Leckageraten und Deckelentlastungen sind weiterhin notwendig. Nur mit bekannten Entlastungswegen des Deckels bei möglichen Unfallszenarien kann anhand der verbleibenden Rückstellkraft und nutzbaren Rückstellung auch die Funktionsfähigkeit der Dichtung eingeordnet werden. Wie auch beim statischen Dichtungsverhalten kann hier aus der verbleibenden Rückstellkraft nicht direkt auf die Leckagerate der Dichtung geschlossen werden. Weitere Arbeiten sind durchzuführen bzw. zu vertiefen.

Neben der thermischen Alterung von Metaldichtungen wurde auch der Einfluss der Korrosion in experimentellen Untersuchungen betrachtet. Die mit dem Einschluss von Wasser im Mantelspalt einhergehende Korrosion, wie auch die durch eingebrachte Bohrungen simulierte Korrosion, wurden von der BAM umfangreich untersucht. Hier konnten bislang keine Anzeichen festgestellt werden, die auf ein Dichtungsversagen schließen

lassen. Weitere Untersuchungen zur Korrosion sind dementsprechend mit geringer Priorität einzuordnen, da durch die Konstruktion der Dichtungen auch bei entstandenen Korrosionsschäden mit einer aufrechterhaltenden Funktion zu rechnen ist.

Elastomerdichtungen zeigen sowohl thermische als auch strahlungsinduzierte Alterung, was einen signifikanten Einfluss auf deren Funktionsfähigkeit haben kann. Durch den ausschließlichen Einsatz als Hilfsdichtungen in Transport- und Lagerbehältern sind sie jedoch nicht für den Inventareinschluss sicherheitsrelevant. Weitere Untersuchungen zur Alterung können dementsprechend mit einer niedrigen Priorität eingestuft werden.

5.1.2 Korb- und Strukturmaterialien

Für die Brennelementtragkörbe als Teil der Behälterinneneinbauten müssen als Alterungsmechanismen Korrosion und Kriechen sowie mechanische, thermische und strahleninduzierte Alterung betrachtet werden. Abhängig von den nach Behältertyp verwendeten Materialien Edelstahl, Aluminium oder Kupfer wird die Korrosion der Tragekörbe unterschiedlich signifikant eingeschätzt, da materialspezifische Mechanismen relevant sind. In allen Fällen ist jedoch durch die geringe Menge verfügbaren Wassers im Behälterinnenraum sowie durch die Heliumatmosphäre kein oder nur ein sehr geringer Materialabtrag zu erwarten. Die im Behälter herrschenden Temperaturen liegen deutlich unter der Kriechtemperatur von Edelstahl. Im Falle von Aluminiumeinbauten kann es jedoch unter Voraussetzung gleichzeitiger mechanischer Belastung zu Kriechverformungen kommen. Diese können eine relevante Beschädigung darstellen, weshalb weitere Untersuchungen erforderlich sind. Da Aluminiumtragkörbe in Transport- und Lagerbehältern für MTR-Brennelemente eingesetzt werden, in welchen deutlich geringere Temperaturen als in Behältern für Brennelemente aus Leistungsreaktoren vorherrschen, ist der Einfluss der Kriechverformungen jedoch vermutlich gering.

Materialermüdung spielt eine untergeordnete Rolle, da in Folge der längerfristigen Zwischenlagerung weder dynamisch-mechanische noch dynamisch-thermische Belastungen vorliegen. Die Untersuchung von Rissen, die durch die dynamischen Lasten bei der Behälterbeladung entstanden sein könnten, sowie deren Langzeitverhalten hat eine geringe Priorität, da bisherige Untersuchungen keine Risse in tragenden Bauteilen zeigen konnten /INE 01/.

Einflüsse der thermischen Alterung sind bei den in den Behältern vorliegenden Temperaturen hauptsächlich für einige Aluminiumlegierungen relevant. Da keine genauen

Informationen zu den verwendeten Aluminiumlegierungen vorliegen, sollten Untersuchungen zu diesem Thema durchgeführt werden.

Der Einfluss von strahlungsinduzierter Alterung auf die Behälterinneneinbauten ist nach bisherigen Erkenntnissen vernachlässigbar gering, da auch im Zuge der verlängerten Zwischenlagerung die Bestrahlungsdosen mehrere Größenordnungen unterhalb der für Materialeigenschaftsänderungen notwendigen Werte liegen. Auch der strahleninduzierte Bor-Verbrauch kann als vernachlässigbar angesehen werden. Aus diesem Grund kann die Priorität für weitere Forschung zu diesem Thema als gering eingestuft werden.

In der von /HAN 12/ durchgeführten GAP-Analyse wird aufgeführt, dass es an experimentellen Daten bzgl. der Restfeuchte im Inneren der Transport- und Lagerbehälter fehlt. Solche Befunde könnten darüber Aufschluss geben, welchen Einfluss Nasskorrosion in Folge von inadäquater Trocknung bzw. von wassergesättigten Brennelementen hat. Die Studie kommt jedoch zu dem Schluss, dass die Wahrscheinlichkeit von Korrosionseffekten als gering einzustufen ist. Restfeuchte in den Transport- und Lagerbehältern fördert nicht nur Korrosionseffekte, sondern wirkt auch als Neutronenmoderator, was wiederum Auswirkungen auf die Kritikalitätssicherheit hat. /AHN 13/ zufolge kann bei konservativen Annahmen in Transport- und Lagerbehältern mit einer Wassermenge von 1 l gerechnet werden, was eine Füllmenge von ungefähr 0,05 % ausmacht. Aufgrund dieses geringen Wertes ist nicht von einem Abnehmen der Kritikalitätssicherheit auszugehen. Eine experimentelle Erfassung der Restwassermenge wird als sinnvoll, aber mit niedriger Priorität eingeschätzt.

Grundsätzlich fehlt es an experimentellen Daten, welche die wissenschaftlichen Prognosen und Modelle hinsichtlich der Alterungsprozesse verifizieren. Diese würden Aufschluss darüber geben, von welcher Signifikanz einzelne Degradierungsmechanismen sind bzw. inwieweit zusätzliche Messdaten erhoben werden müssen. Aufgrund der Tatsache, dass es sich bei den Brennelementtragkörben um nicht austauschbare Komponenten handelt, können keine routinemäßigen Wartungs- und Prüfprozeduren etabliert werden, anhand derer Rückschlüsse auf die Signifikanz und das Fortschreiten einzelner Alterungsprozesse gezogen werden können. Gerade die hohen Ortsdosisleistungen stellen für experimentelle Untersuchungen hohe Herausforderungen, nicht nur in technischer, sondern vor allem auch in finanzieller als auch genehmigungstechnischer Hinsicht dar.

Grundsätzlich ist festzustellen, dass eine Reihe von Degradierungseffekten in den Behälterinneneinbauten der Transport- und Lagerbehältern aufgrund einer kontinuierlich

nachlassenden Nachzerfallswärme nur in den ersten 20 Jahren nach der Beladung von Bedeutung ist /KES 13/.

5.1.3 Anschlagelemente

Für die Tragzapfen der Behälter und deren Befestigungsschrauben sind als Alterungsmechanismen vor allem Korrosion und im Falle der Schrauben Spannungsrelaxation relevant. Durch die Position an der Außenwand der Behälter sind diese Bauteile der Umgebungsluft ausgesetzt. Korrosion wird somit durch das Vorhandensein von Sauerstoff und Wasser begünstigt. Da es sich jedoch um leicht austauschbare Bauteile handelt, die regelmäßigen Sichtkontrollen unterliegen, ist die Untersuchung der korrosiven Langzeitfolgen mit einer geringeren Priorität anzusehen. Bezüglich der Spannungsrelaxation der Schrauben sind die an diesen Bauteilen vorliegenden Temperaturen zu niedrig, um signifikante Spannungsänderungen zu bewirken. Zusätzlich kann auch die Schraubenvorspannung regelmäßig überprüft werden, so dass weitere Untersuchungen mit niedriger Priorität eingestuft werden.

5.1.4 Neutronenmoderatorstäbe

Die Moderatorstäbe aus Polyethylen haben eine hohe sicherheitstechnische Relevanz, da sie zur Einhaltung der vorgeschriebenen Strahlungsgrenzwerte beitragen. Sicherheitsrelevante Materialänderungen können durch eine thermische Belastung und Strahlungseinflüsse entstehen. Besonders die strahleninduzierte Reduktion des Wasserstoffgehalts beeinflusst hierbei das Vermögen des Polyethylens, Neutronen zu moderieren. Weitere relevante Eigenschaftsänderungen betreffen mechanische Kennwerte, die beeinflussen können, inwieweit die Abschirmung durchgängig ununterbrochen bleibt.

In den beschriebenen, bisherigen Untersuchungen wurde der Fokus auf die Funktionsfähigkeit des Polyethylens für eine Lagerdauer von 40 Jahren gelegt und die Bewertungen auf diese Zwischenlagerzeit ausgelegt. Die durchgeführten Untersuchungen konnten hierbei nur geringe Einflüsse auf die sicherheitsrelevanten Materialeigenschaften im Zuge der verlängerten Zwischenlagerung zeigen. Untersuchungen zum Langzeitverhalten von Polyethylen, die auch die in den Transport- und Lagerbehältern vorliegenden Temperatur- und Strahlungswerte berücksichtigen, wurden bisher nur vereinzelt und hauptsächlich von der BAM durchgeführt. Weitere Untersuchungen der Alterungsmechanismen und vor allem eine Ausweitung des bisher betrachteten Zeitraums von 40 Jahren erscheinen sinnvoll, sind mit Blick auf die bisherigen Versuchsergebnisse jedoch mit einer mittleren Priorität einzuschätzen.

Durch die bisher ermittelten geringen Ausmaße an Degradation, ist nicht mit einer signifikanten Einschränkung der Abschirmfunktion im Verlauf der zu erwartenden Zwischenlagerdauer zu rechnen. Dies gilt insbesondere auch nach Berücksichtigung der Reduktion der thermischen und strahleninduzierten Alterungseinflüsse über längere Lagerzeiten.

Eine weitere Fragestellung zur Alterung der Moderatorstäbe ist die Auswirkung der Reihenfolge von Bestrahlung und Temperatur auf Polyethylen. Da im Behälter zwar beide Einflussfaktoren gleichzeitig wirken, in Alterungsversuchen Bestrahlung und Einlagerung bei erhöhter Temperatur meist jedoch nur nacheinander nachgestellt werden können ist der Einfluss der Reihenfolge von Interesse. Es gibt bereits Untersuchungen von /ZAG 23/, die sowohl bei Auswirkungen auf die Materialstruktur als auch auf mechanische Eigenschaften deutliche Unterschiede zeigen, je nachdem welche Alterung zuerst durchgeführt wird. Weitere Untersuchungen zur genauen Beschreibung der Effekte sind daher durchzuführen.

5.1.5 Zusammenfassung und Bewertung

Die Tab. 5.1 gibt einen Überblick und die Bewertung der in den vorangegangenen Kapiteln dargestellten Degradationsmechanismen und Wissenslücken.

Tab. 5.1 Zusammenfassung und Bewertung der Degradationsmechanismen von Behälterkomponenten

Behälterkomponente	Wissenslücke	Priorität
Verschluss- und Dichtsystem		
Metалldichtungen	Thermische Alterung	Mittel
	Korrosion	Gering
Elastomerdichtungen	Thermische/Strahlungsinduzierte Alterung	Gering
Schrauben	Thermische Alterung/Spannungsrelaxation	Gering
Korb- und Strukturmaterialien	Wissenslücke	Priorität
Brennelementtragekorb	Korrosion	Gering
	Kriechen	Mittel
	Materialermüdung	Gering

Behälterkomponente	Wissenslücke	Priorität
	Thermische Alterung	Mittel
	Strahleninduzierte Alterung	Gering
Neutronenmoderatorstäbe	Wissenslücke	Priorität
UHMW-PE	Wasserstoffverlust	Mittel
	Thermische/Strahlungsinduzierte Alterung	Mittel
Anschlagelemente	Wissenslücke	Priorität
Schrauben	Thermische Alterung/Spannungsrelaxation	Gering
Tragzapfen	Korrosion	Gering

5.2 Inventar

Für die GAP-Analyse zum Inventar wird auf die Anlage A verwiesen.

5.3 Simulation des Brennstabverhaltens

Im folgenden Unterkapitel sollen aktuelle Herausforderungen bei der Simulation des Brennstabverhaltens im Hinblick auf die verlängerte Zwischenlagerung diskutiert werden.

Das Brennstabverhalten während verlängerter Zwischenlagerzeiten, insbesondere die Veränderung der bruchmechanischen Eigenschaften infolge der Wasserstoffreorientierung und Temperaturabnahme, ist seit geraumer Zeit Gegenstand wissenschaftlicher Untersuchungen, welche in der Vergangenheit kontinuierlich im Rahmen der Forschungsvorhaben der GRS ausgewertet wurden /GES 10/, /HUM 18/, /HUM 15/, /ROW 24/. Experimentelle Untersuchungen an bestrahlten Hüllrohren wurden bisher nur im Rahmen der vom Argonne National Laboratories (ANL) geleiteten Versuchsprogramme im Rahmen des SCIP-IV Projektes /JOS 21/ durchgeführt und in kleinen Stückzahlen am JRC in Karlsruhe. Weitere experimentelle Untersuchungen laufen derzeit und im LEDA-Projekt, geleitet von der Bundesgesellschaft für Zwischenlagerung (BGZ) /KAU 23/, /STU 22/. Im Zuge der Auswertungen der ANL-Ergebnisse zeigte sich, dass das Reorientierungsverhalten von Wasserstoff von mehreren Parametern, wie Umfangsspannungsniveau, Ausgangstemperatur und Abkühlrate sowie dem initialen Wasser-

stoffgehalt im Hüllrohr abhängen. Ferner zeigt sich für jeden Hüllrohrlegierung (z. B. ZIRLO, M5 oder Zry-4) ein anderes Verhalten aufgrund der Legierungsbestandteile und der Materialstruktur. In Anbetracht der vielen Einflussparameter und der begrenzten experimentellen Umfänge lässt sich ebenso festhalten, dass zumindest die von ANL erhobene Datenmenge den Umfangsspannungsbereich von 80 - 140 MPa nicht vollständig abdeckt und den Spröbruchübergang somit nicht quantitativ eingrenzen kann. Aufgrund der gewählten Versuchsparameter, insb. der Versuchsausgangstemperatur von 400 °C, sind die Ergebnisse auch nicht eins zu eins auf die deutsche Situation übertragbar.

Um die komplexen Sachverhalte modelltechnisch abbilden zu können und diese ggf. in zukünftigen Nachweisverfahren zur Brennstabintegrität während einer verlängerten Zwischenlagerung anzuwenden, begannen Forschungs-, Dienstleistungs- und Betreiberorganisationen mit der Weiterentwicklung ihrer Brennstabcodes. In vielen Fällen wurden dabei bestehende Codesysteme, welche vormals für den Reaktorbetrieb und Störfallbetrachtungen verwendet wurden, auf die Bedarfe der längerfristigen Zwischenlagerung angepasst oder um entsprechende Module erweitert. Beispiele aus Deutschland sind hierzu die GRS-eigene Entwicklung TESP-ROD, TRANSURANUS, welches vom TÜV-Nord EnSys verwendet wird, oder CSAS von Framatome Deutschland. Im internationalen Kontext finden sich z. B. Frapcon-xt von CIEMAT, FALCON vom Electric Power Research Institute (EPRI) und OFFBEAT vom Paul-Scherrer-Institut (PSI), DSTL von Axpo, SICRAC von der EDF Frankreich oder DIONISIO von der China Nuclear Energy Association (CNEA).

Um das Brennstabverhalten während der Zwischenlagerung exakt zu simulieren bzw. abbilden zu können, sind im Wesentlichen vier verschiedene Simulationsschritte notwendig:

- Simulation des Einsatzes des Brennstabs/Brennelements im Reaktor anhand von Abbrandrechnungen und Fuel Performance Codes zur Bestimmung des Brennstabzustandes nach dem Reaktorbetrieb (End-of-Life Zustand)
- Ermittlung der zeitabhängigen Nachzerfallsleistung mittels eines geeigneten Inventarcodes (auch gekoppelt mit Schritt 1 möglich)
- Thermische Analysen zur Bestimmung der Hüllrohrtemperaturen im Behälter während der Trocknung und während der Zwischenlagerung
- Simulation des Brennstabverhaltens während der Zwischenlagerung mit einem dafür weiterentwickelten Fuel Performance Code

Die Ausgabewerte der Analysen dienen als Eingabewerte des sich anschließenden Simulationsschrittes. Aufgrund der notwendigen Verknüpfungen richten sich die Entwicklungsaktivitäten zunehmend auf sogenannte integrale Rechencodes bzw. Rechenkettens aus, die über eine intelligente Datenübergabe ganzheitliche Berechnung einer Problemstellung ermöglichen sollen.

Bei der Simulation des Einsatzes im Reaktorbetrieb und bei der Nachzerfallsleistungsbestimmung stehen validierte Modelle und ein großer Erfahrungsschatz zur Verfügung. Bezüglich der thermischen Analysen beladener Transport- und Lagerbehälter sind in der Vergangenheit, insbesondere im Rahmen des International Thermal Modeling Benchmarks des EPRI /RIC 22/ und durch die Messkampagnen am amerikanischen Demonstrationsbehälter, umfangreiche Fortschritte und neue Erkenntnisse erlangt worden, die zum Abbau von Konservativitäten und folglich zu realistischeren Temperaturfeldberechnungen geführt haben.

Die größten Wissenslücken bestehen derzeit noch im letzten Rechenschritt, der Simulation des Brennstabverhaltens während der Zwischenlagerung. Die adaptierten Fuel Performance Codes müssen intern abermals über verschiedene technische Modelle verfügen, die in der Lage sind, z. B. das Kriechverhalten, das Wasserstoffverhalten und die bruchmechanischen Kenngrößen, richtig zu abbilden bzw. zu berechnen. Um diese Modelle zu validieren, bedarf es validierter und verifizierter Testdaten bestrahlter Brennstäbe. Wie eingangs in diesem Kapitel erwähnt, besteht auf diesem Gebiet eine begrenzte Datenlage auf Basis weniger Experimentalreihen, die sich nicht auf alle Brennstabtypen anderer Länder, die ebenfalls eine trockene Zwischenlagerung betreiben, übertragen lässt. Hinzu kommt, dass entsprechende Experimente mit bestrahlten Hüllrohrproben mit einem hohen finanziellen und strahlenschutztechnischen Aufwand verbunden sind und weltweit nicht viele Einrichtungen oder Forschungslabore über die nötige Infrastruktur verfügen, um solche Experimente durchzuführen. Experimente an unbestrahlten Hüllrohrproben können in diesem Fall nur bedingt Abhilfe schaffen, da mit dem Einsatz im Reaktor schon wesentliche Materialänderungen einhergehen, die das Kriechverhalten und das Wasserstoffverhalten bestimmen. Im Rahmen der SCIP und LEDA-Projekte ist zumindest zu erwarten, dass sich die Datenlage, für die im europäischen Raum vorliegenden Randbedingungen und Hüllrohrmaterialien, erweitert und genutzt werden kann. Es bleibt abzuwarten, ob im Zuge der notwendigen verlängerten Zwischenlagerung in anderen Ländern noch weitere Forschungsprogramme zum Hüllrohrverhalten aufgesetzt werden.

6 Inventar- und Dosisleistungsanalysen für Wärme entwickelnde Abfälle

Im vorliegenden Kapitel wurden zwei spezifische Fragestellungen zur längerfristigen Identifikationsmöglichkeit von Behältern mit ungewöhnlichen Beladungen adressiert. Zum einen wurde die Identifikation eines mit Köchern teilbeladenen Transport- und Lagerbehälters über strahlungsmesstechnische Methoden (Gamma- und Neutronendosismessung) bewertet. Mit der gleichen Zielstellung wurde die Einlagerung von Anfahrquellen in einem WWER-Behälter untersucht.

6.1 Sonderbrennstäbe

Sonderbrennstäbe sind Brennstäbe, die aus einem Brennelement entfernt wurden. Sie fallen an, wenn ein Hüllrohr eines Stabes einen Defekt aufweist oder der Brennstab zwar noch intakt ist, aber nicht mehr die an ihn gestellten Anforderungen erfüllt. Dies kann der Falle bei einer Verformung, bei zu großen Oxidschichtdicken bzw. zu geringer Wandstärke des Hüllrohres sein. Die Stäbe werden aus dem Brennelement gezogen und separat gesammelt. Für die Zwischenlagerung werden diese Art von Stäben gesondert in Köcher für Sonderbrennstäbe, sog. KSBS, verpackt.

Die Köcher unterscheiden sich geometriebedingt für DWR- und SWR-Brennstäbe. Die hier angestellten Betrachtungen zielen nur auf DWR-Köcher ab. Ziel der Untersuchung ist es, die mögliche Identifizierung eines mit Köchern teilbeladenen Behälters über strahlungsmesstechnische Methoden zu analysieren. Hierzu kommen rechnergestützte Simulationen zur Bestimmung des Quellterms und des Teilchentransports bzw. der Abschirmung zum Einsatz. Es werden Programme der GRS /HES 08/, /QUA 93/ (Abbrand und Quelltermerstellung) und MCNP®6.2 /WER 17/ angewendet. Methodisch wird als erstes in einer Basisbeladung ein DWR-Brennelement als Strahlenquelle in einem Behälter simuliert. Der Köcher stellt eine Abwandlung des Brennelements dar, wobei der Brennstoff nicht quadratisch, sondern in zylindrischer Form angeordnet ist. Die Variation der Position im Behälter wird durch die Auswahl der Detektorpunkte um den Behälter simuliert. Damit ergeben sich die maximale und minimale Dosisleistung an der Behälteraußenseite. Anschließend werden für die Minimal- und Maximal-Positionen der Basisbeladung an der Brennelement-Position ein bzw. mehrere Köcher in die äußeren Korbpositionen eingestellt. Somit soll gezeigt werden, dass sich Behälter höheren und niedrigeren Brennstoffmengen zweifelsfrei über Messungen erkennen lassen.

6.1.1 Rahmenbedingungen und Rechengeometrie

Für die Berechnungen werden validierte Rechenverfahren eingesetzt. Die Abbrandrechnung erfolgt über die GRS-Codes OREST /HES 08/, NGSRC /QUA 93/ und über SRCMCNP /QUA 93/ für die Quelltermerstellung. Für die Abschirmungsrechnung wird MCNP®6.2 verwendet. Das Sammeln der charakteristischen Teilchenenergie in einem spektralen Verlauf wird mit dem Code SRCMCNP erzeugt. Dazu werden die binären Daten der Abbrand- und Abklingrechnung (*.vector) und der wahre Massenanteil auf die Quelle verteilt. Die energetische Verteilung erfolgt zum einen für 25 Gamma-Gruppen, als Vergleich mit 174 Energiegruppen für Neutronen. Die radiale Aufteilung der Mesh-Detektoren erfolgt für den inneren Bereich mit Gitterring-Aufteilungen (R-Theta). Weitere Punktdetektoren sind im Umfeld des Mantels von 0 bis 45 Grad entgegen dem Uhrzeigersinn, ausgehend von der X-Achse, definiert.

Die Sonderbrennstäbe werden in einem Innenkorb mit sechs Aufnahmefächern (6AR) oder 32 Aufnahmerohre (32AR) eingebracht (siehe Abb. 6.1). Es können beim 6AR Mehrfachbelegungen vorgenommen werden, so dass bis zu 66 Sonderbrennstäbe in einem Köcher Platz finden. Weitere Spezifikationen für den 6AR sind:

- Maximale Schwermetallmasse beträgt 150 kg
- Maximale Masse inklusive Strukturmaterial wie Hüllrohr, Kapsel, oder Handhabungshülse sowie Distanzstück beträgt 202 kg
- Maximale Bruttomasse mit Kopf- und Fußstück beträgt 880 kg
- Maximale Aktivität $3,4E16$ Bq
- Maximale Wärmeleistung 250 Watt
- Bis zu 12 KSBS auf den äußeren Tragkorbpositionen 1 - 12 möglich
- Nicht mit KSBS besetzte Positionen werden mit Dummy-BE besetzt
- Maximale Wärmeleistung eines Behälters mit KSBS beträgt 3 kW
- Maximale Aktivität eines Behälters mit KSBS beträgt $4,08E17$ Bq

Das KSBS-Konzept

Verschiedene Innenkorbvarianten möglich

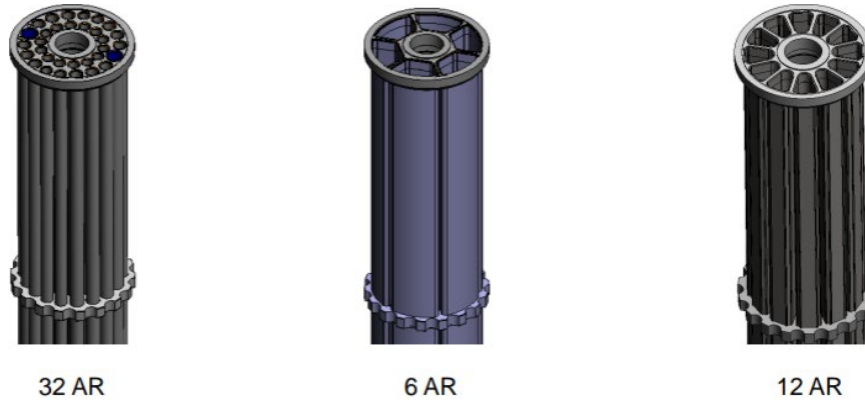


Abb. 6.1 Köcher-Konzepte nach GNS /RIR 18/, /GNS 23a/

Die genauen Abmessungen und Materialzusammensetzungen der Köcher sind nicht verfügbar. Der Korb des 6 AR kann die meisten Brennstäbe aufnehmen. Daher werden für die Modellierung des 6 AR folgende Annahmen getroffen:

Die Masse und die Materialien werden im Aufnahme-Volumen homogenisiert. Die zentrale Position bildet ein Leerrohr, dass nicht zur Belegung vorgesehen ist. Um dieses Rohr in radialer Richtung schließt sich der Aufnahmekorb an. Die sechs Kammern werden als ein durchgehender Ringraum definiert, der außen mit einem Rohr umfasst wird. In der Abb. 6.2 ist der beschriebene Modellierungsansatz grafisch dargestellt.

Tab. 6.1 Abmessungen und Volumen eines generischen Köchers

Bauteil	Material	Innendurchmesser [cm]	Außendurchmesser [cm]	Höhe [cm]	Volumen [cm ³]
Leerrohr	Edelstahl	10	12	390	30.631
Sechs Kammern		12	20	390	78.414
Ring	Edelstahl	20	22	390	25.730

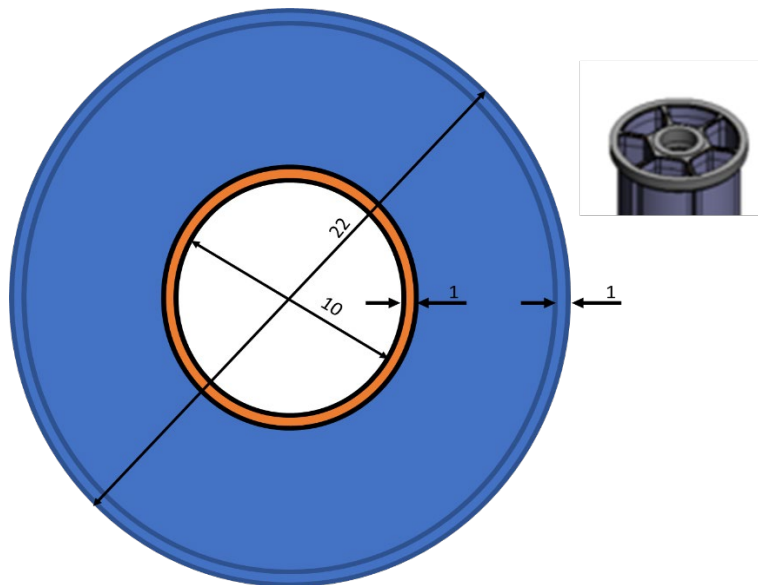


Abb. 6.2 Angenähertes Köchermodell

Das innere Zylinderrohr ist leer, dann folgt der Ringraum zur Aufnahme der Brennstäbe, der durch einen äußeren Ring abgeschlossen wird.

Damit das Rohr im Köcher steht und sicher in der BE-Position eingebracht werden kann, wird die Hülse in einen Körper eingebracht, der genau in eine Kastenposition passt (siehe Abb. 6.3).

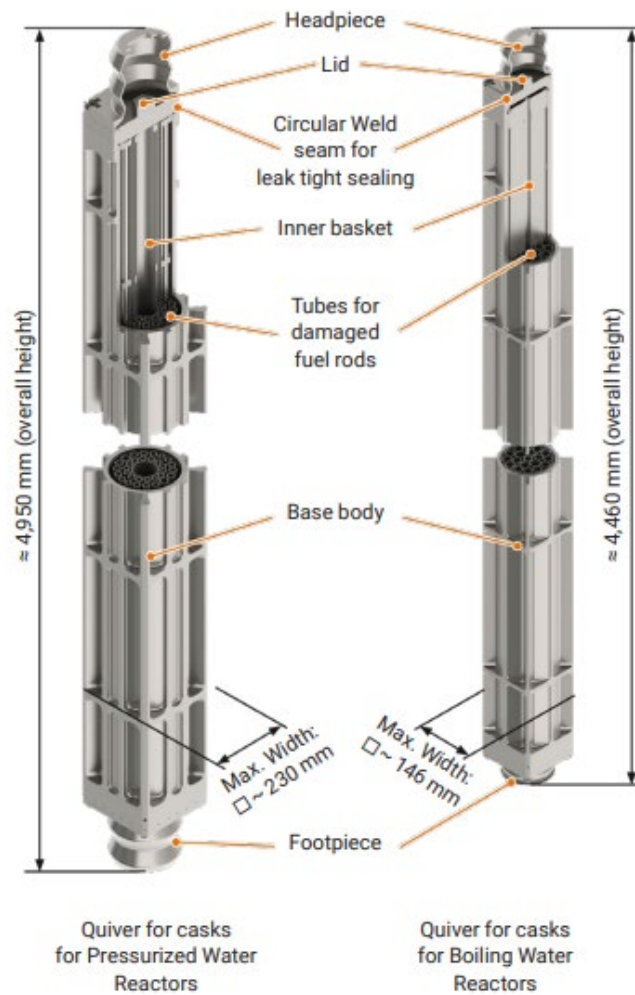


Abb. 6.3 Köcher-System der GNS aus dem jeweiligen Produktblatt für DWR- und SWR-Sonderbrennstäbe /GNS 23a/

Die geometrischen Abmessungen und die Massen sind im Einzelnen nicht bekannt. Konservativ wurde die Hülse nachgebildet, die dann in einem Block steht. Für die angenommene Geometrie errechnen sich die in Tab. 6.2 aufgeführten Massen.

Tab. 6.2 Massen der Einzelkomponenten

	Komponente	66 Brennstäbe
Mb	Brennstoff (66 BS)	169,2 kg UO ₂
Mh	Hüllrohre (66 BS)	38,20 kg Zirkon
Summe		207 kg
Dichte in den Kammern		2,6 g/cm ³

Das Quellvolumen ist ein zylindrischer Ring mit einem Volumen von 78.414 cm³. Bei einer Masse von 207 kg (66 Brennstäbe) ergibt dies eine theoretische Dichte von 2,6 g/cm³ für das Quellvolumen. Damit NGSRC /QUA 93/ die Quelle richtig normiert, muss ein Umrechnungsfaktor berücksichtigt werden. Für 149 kg Schwermetall und dem zylindrischen Quellvolumen muss die ursprüngliche Rechnung für ein Megagramm mit dem Faktor 1,9002E-06 angepasst werden.

Aus den Abbrandrechnungen werden die Quellterme abgeleitet. Die in Tab. 6.3 aufgeführten Neutronen- und Gammaquellstärken ergeben sich aus der Abbrandrechnung mit OREST /HES 08/, deren Ergebnisse auf 1 Mg SM normiert sind. Alle weiteren Daten sind dann angepasst an die Schwermetallmasse eines Köchers. Die Änderung der Quellstärke bei SRCMCNP wird durch die Geometrie des Köchers und die Energiegruppenanpassung hervorgerufen.

Tab. 6.3 Quellstärken für unterschiedliche Abklingzeiten errechnet durch die Codes SRCMCNP und NGSRC

	OREST	Köcher	SRCMCNP	NGSRC	
	Teil- chen/MgSM	pro 149 kgSM	1 KSBS Part./s	Quelldichte Part./cm ³ s	
Neutronen	2,89E+08	4,30E+07	4,10E+07	5,22E+02	5 Jahre
Gammas	1,31E+16	1,95E+15	1,93E+15	2,46E+10	
Neutronen	7,26E+07	1,08E+07	1,03E+07	1,31E+02	45 Jahre
Gammas	2,90E+15	4,32E+14	4,34E+14	5,53E+09	
Neutronen	1,73E+07	2,58E+06	2,43E+06	3,09E+01	105 Jahre
Gammas	7,83E+14	1,17E+14	1,19E+14	1,51E+09	

Im Vergleich zu einem Brennelement ist die Quellstärke beim Köcher um Faktor 3,6 geringer. Dies entspricht damit genau dem Massenunterschied zum Brennelement.

Die Quellstärke nimmt innerhalb der Abklingzeit von 100 Jahren bei den Neutronen um den Faktor 17, bei den Gammas etwa um den Faktor 16 ab.

Im Weiteren erfolgt die Berechnung der Ortsdosisleistung für ein Brennelement und ein Köcher in unabgeschirmter Anordnung und anschließend in abgeschirmter Anordnung (im Behälter).

6.1.2 Brennelement unabgeschirmt

Für alle Rechnungen wurden die ICRP74 Flux-to-Dose -Konversionsfaktoren zur Dosisleistungsbestimmung verwendet [INT 96]. Punktdetektoren in 2 cm Entfernung von der Oberfläche bestimmen die Neutronen- und Gamma-Dosisleistung.

Das Brennelement wird in seiner Form und Aufbau als Block betrachtet, wobei die Materialien (Spaltprodukte, Aktiniden, Hüllrohrmaterial) homogenisiert werden. Die stabweise Betrachtung wurde nicht gewählt, da das Brennelement im Behälter auch als Block betrachtet wird. Die Darstellungsart ist für Abschirmungsrechnungen gerechtfertigt. Die Abmessungen des Brennelements sind 23,5 cm x 23,5 cm. Die aktive Länge beträgt 390 cm und die homogenisierte Dichte für den Quellbereich beträgt 3,57 g/cm³. Die Darstellung in Abb. 6.4 zeigt die Fluss-/Dosisausbreitung nach 105 Jahren Abklingzeit. Die Strahlungsausbreitung ist isotrop.

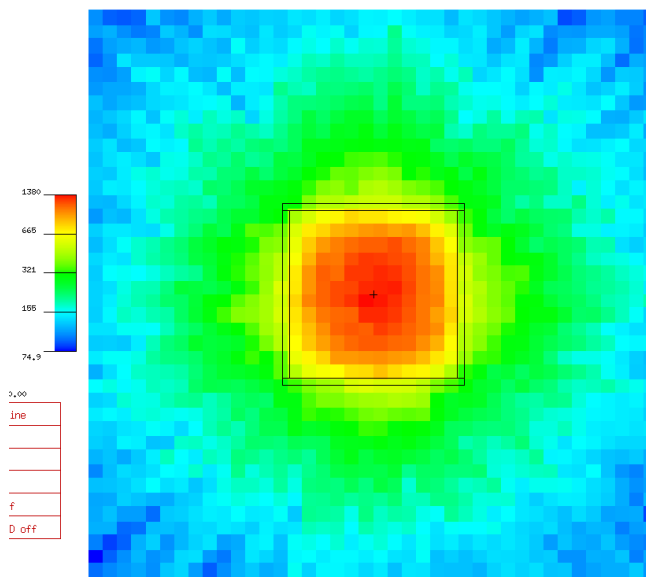


Abb. 6.4 Neutronenflussausbreitung bzw. Dosisleistung für das berechnete Brennelement

Der angezeichnete Rahmen ist die äußere Abmessung des Brennelements (MCNP-Plotter)

Die Abschirmungsrechnung mit MCNP® ergibt bei fünf Jahren Abklingzeit einen maximalen Wert durch Neutronen von 1,9E+04 $\mu\text{Sv/h}$ im Zentrum des Brennelements, in 2 cm Abstand vom Brennelement mittig zentral von 8,1E+03 $\mu\text{Sv/h}$.

Der maximale Neutronendosisleistung im Inneren des Brennelements beträgt nach 105 Jahren in etwa 1.300 $\mu\text{Sv/h}$.

Tab. 6.4 Maximale Dosisleistungswerte aus Neutronen- und Gammastrahlung nach 5 und 105 Jahren Abklingzeit für ein Brennelement in $\mu\text{Sv/h}$

	Neutronen	Gammas
	$\mu\text{Sv/h}$	
5 Jahre	1,9E+04	1,6E+09
105 Jahre	1,3E+03	4,73E+07

Tab. 6.5 Brennelement unabgeschirmt

Der Aufpunkt befindet sich 2 cm vom Brennelement entfernt.

Zeit	Neutronen	Gammas
	$\mu\text{Sv/h}$	
5 Jahre	8,01E+03	4,98E+02
105 Jahre	4,24E+08	1,96E+07

Mit der Abklingzeit von 100 Jahren nimmt die Dosisleistung durch Neutronen um den Faktor 16 ab, also genau um den Wert, um den die Quellstärke in der Zeit abnimmt. Für Gammas bildet das Material bereits eine Abschirmung und nimmt dadurch um Faktor 22 ab.

6.1.3 Köcher unabgeschirmt

Der Köcher wird auch ohne Abschirmung betrachtet. Im Ergebnis sollte sich der Massenunterschied proportional zur Dosisleistung des Brennelements darstellen. Daneben fließt auch noch die unterschiedliche Geometrie (rechteckig zu zylindrisch) der Quelle ein (siehe Abb. 6.5).

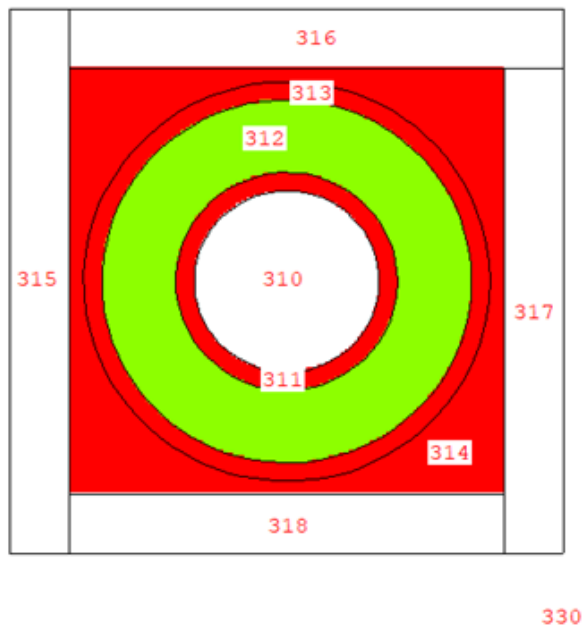


Abb. 6.5 Köcher-Modell (XY Ansicht)

Die Zelle 312 stellt die Quelle dar. Die Zellen 311, 313, 314 sind aus Edelstahl und bilden den Köcher-Körper. Umgeben ist der Körper mit Luft. Der Detektor befindet sich im Abstand von 2 cm zum Köcher-Körper.

Die Quellzone des Köchers hat mit $2,6 \text{ g/cm}^3$ eine etwas geringere Dichte als das Brennelement. Dafür folgen aber direkt Abschirmschichten aus Edelstahl, die geringe Wandstärken aufweisen.

Für 5 und 105 Jahre Abklingzeit wurde die Dosisleistung direkt an den unabgeschirmten Objekten berechnet. Die durch Neutronen verursachte Strahlungs-/Dosisausbreitung um den Köcher wird in der Abb. 6.6 dargestellt. Ebenfalls zeigt Abb. 6.6 deutlich die Quelle im Außenbereich des Rohres und es sind die Abschirmungseffekte durch das Material an den Ecken zu erkennen. Die unsymmetrische Strahlungsausbreitung ist auf den Umstand zurückzuführen, dass die Hülse mit den Brennstäben in einem quadratischen Gusskörper steht. Im Unterschied zum Brennelement wird die Strahlung an den Ecken des Köchers stärker abgeschirmt, was sich auch später im Behälter auswirkt.

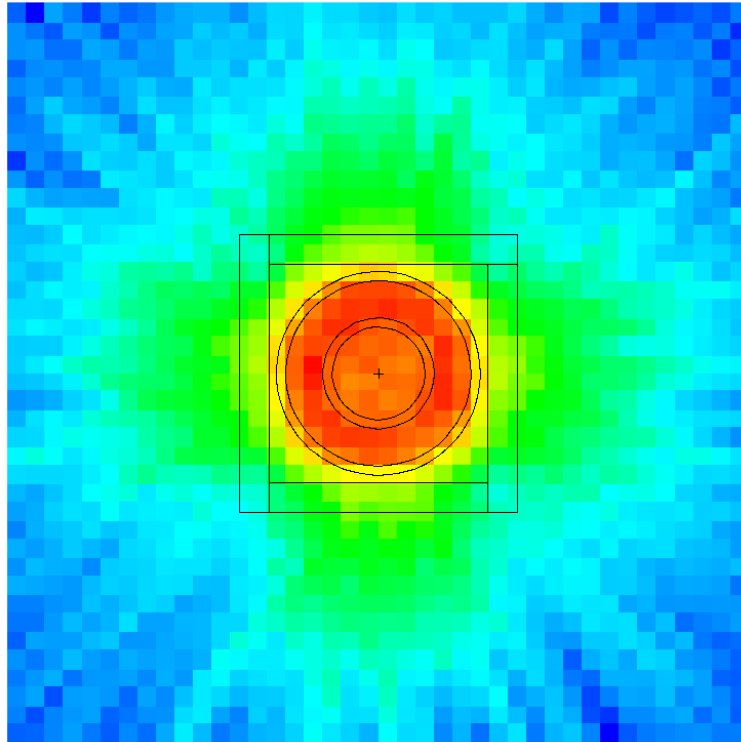


Abb. 6.6 Ausbreitung des Neutronenflusses bzw. der Dosisleistung durch Neutronen in der Umgebung des Köchers nach 105 Jahren Abklingzeit

Der Maximalwert der Neutronendosisleistung von 536 $\mu\text{Sv/h}$ nach 105 Jahren Abklingzeit ist in der Quelle zu finden. Im Abstand von 2 cm vom Köcher werden noch 142 $\mu\text{Sv/h}$ registriert. Für die Punktdetektoren in 2 cm Entfernung vom Brennelement bzw. Köcher sind die Werte aus Tab. 6.6 errechnet worden.

Tab. 6.6 Ortsdosisleistung eines Köchers für Sonderbrennstäbe und eines Brennelementes unabgeschirmt im Vergleich

Die Stäbe stammen aus einem Brennelement mit 55 GWd/MgSM Abbrand. Der Fehler der MC-Ergebnisse ist $< 2\%$. Die Ortsdosisleistung in $\mu\text{Sv/h}$ ist in 2 cm Entfernung vom Köcher bzw. BE durch einen Punktdetektor bestimmt worden.

Abklingzeit	5 Jahre		105 Jahre	
Ortsdosisleistung in $\mu\text{Sv/h}$ aus	Köcher	Brennelement	Köcher	Brennelement
Neutronen	1,50 E+03	8,01 E+03	9,13 E+01	4,98 E+02
Gammas	8,90 E+07	4,24 E+08	3,91 E+06	1,96 E+07

Die Gammadosisleistung ist um ein Vielfaches größer als die Neutronendosisleistung. Die Abnahme bei der Neutronenstrahlung mit der Abklingzeit für das Brennelement liegt

bei einem Faktor 16, was in etwa der Abnahme der Quellstärke entspricht. Um den gleichen Faktor nimmt auch die Neutronendosis beim Köcher in der Zeit ab. Die Dosisleistung durch Gammastrahlung nimmt in der gleichen Zeit um den Faktor 22 ab. Eine mögliche Erklärung wäre die Änderung des Gammaspektrums mit der Zeit bei gleichzeitiger Abschirmung im Brennelement. Beim Köcher ist die Abnahme der Gammadosisleistung in etwa gleich wie beim Brennelement. Damit sind die Rechnungen bis hierher konsistent.

6.1.4 Einzelne Quelle im Behälter

Für die Einzelquelle wird der Köcher bzw. ein Brennelement in den Behälter eingebracht. Ein Köcher darf nur in den Außenpositionen 1 bis 12 in die Behälter eingestellt werden. Die übrigen inaktiven BE-Positionen werden als Dummies angenommen. Für das Brennelement wird die gleiche Position wie beim Köcher gewählt.

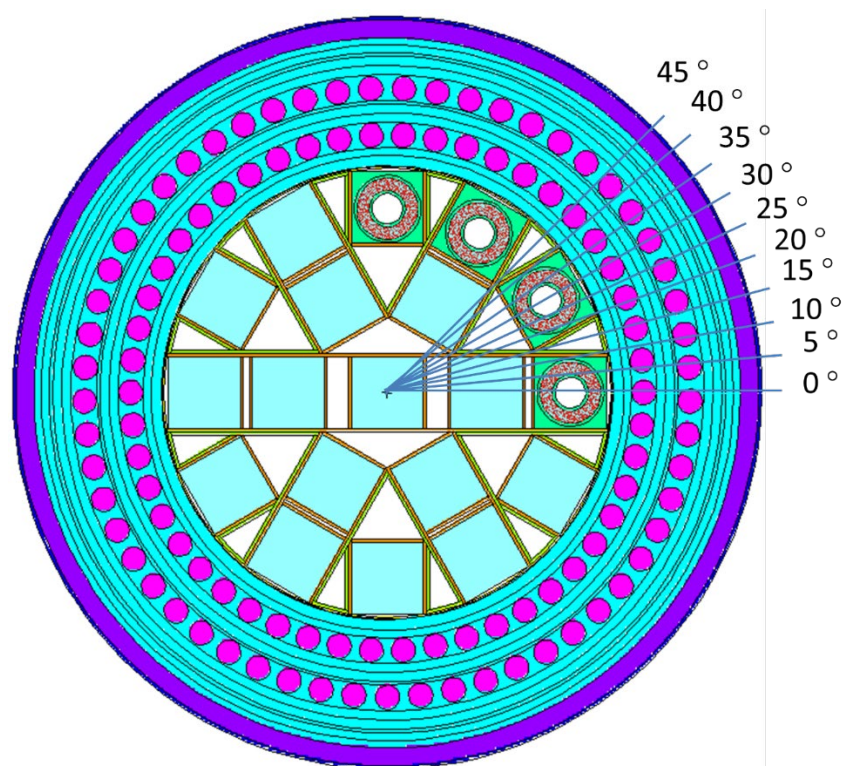


Abb. 6.7 MCNP-Modell für vier Köcher in einem generischen CASTOR-Modell

Die Linien deuten die Positionen der Punktdetektoren um den Behälter an, die im 5-Grad-Winkel zueinander verschoben sind.

Um die Dosisleistung zu bestimmen, werden Detektoren definiert. Dies sind zu einem Detektor zusammengefasst, der durch eine Art Netz (Mesh) simuliert wird. Dabei wird

die gesamte Geometrie mit einbezogen. Bei dem Mesh handelt es sich um ein, über die Geometrie gestülptes, zylindrisches Gitter, welches radial in Ringe und axial in Achsab-schnitte unterteilt ist. Der Umfangswinkel beträgt jeweils 5 Grad. Die Richtung des Teil-chenflusses kann mit der Weight Window Technik optimiert werden, allerdings nur für jeweils eine Detektor/Tally-Richtung. Die folgende Grafik (siehe Abb. 6.8) wird über die Eingabe `runtp=v1mesh.runtp` aufgerufen. Deutlich zu sehen ist die optimierte Ausrich-tung für einen Quadranten.

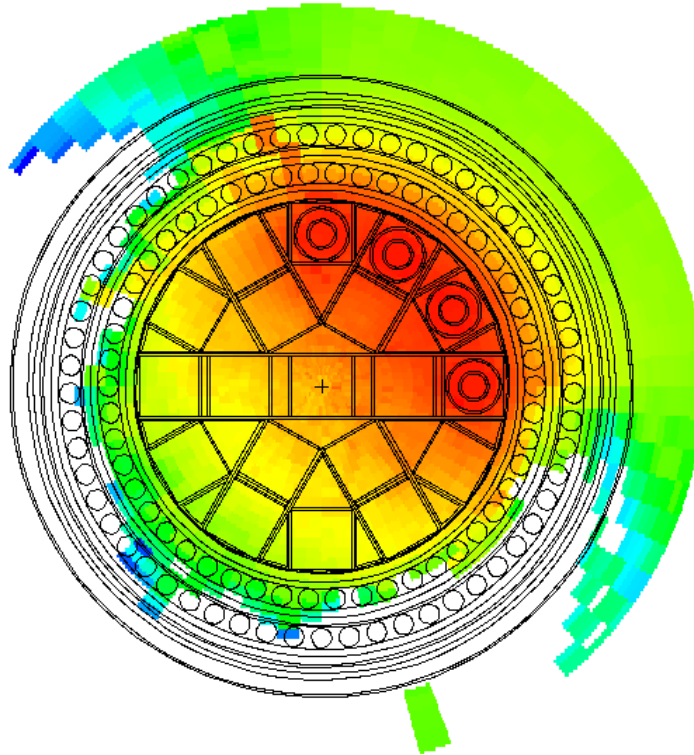


Abb. 6.8 Optimierung des Teilchenflusses über ein MESH

Hier sind vier beladene Köcher im Außenbereich des Behälters angeordnet.

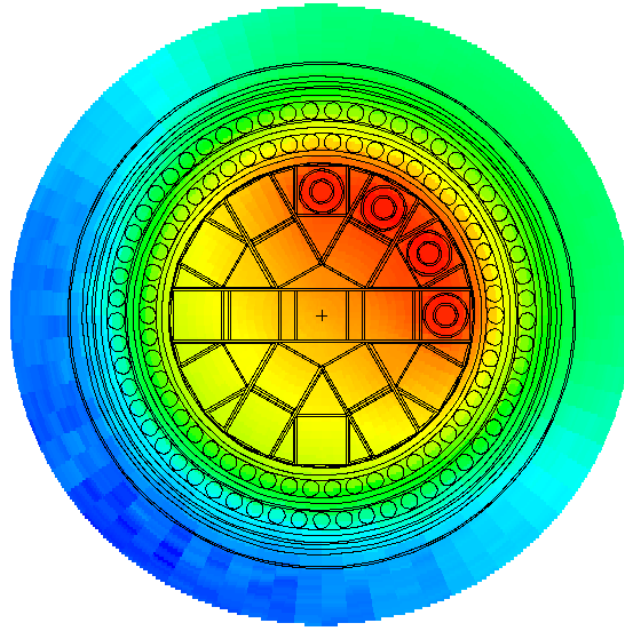


Abb. 6.9 Berechnung der Ortsdosisleistung für 4 Köcher im Behälter

Die Abb. 6.9 verdeutlicht, dass die Dosisleistung dort, wo sich die Quellen befinden, eindeutig zu bestimmen ist. Die von den Quellen abgewandte Seite zeigt einen Verlauf, der für eine eindeutige Dosisleistungsbestimmung eher als schwierig zu bezeichnen ist.

Bei einem Köcher im Behälter ist die rechnerische Bestimmung einer Dosisleistung im Fernfeld noch schwieriger. Ohne Anwendung von Varianzreduktionsmethoden lassen sich nur Ergebnisse erzielen, die keine belastbare Statistik aufweisen.

6.1.4.1 Ein Köcher im Behälter

Um geeignete, statistisch verlässliche Werte für die Anordnung einer Quelle im Behälter zu erzeugen, ist die Verwendung von Weight Windows (WW) notwendig. Die Karte WWG hat zur Folge, dass eine WW.out Datei erzeugt wird, die für den Folgelauf verwendet werden kann. Dadurch kommt es zu einer möglichen Optimierung der WW für einen oder mehrere Punktdetektoren.

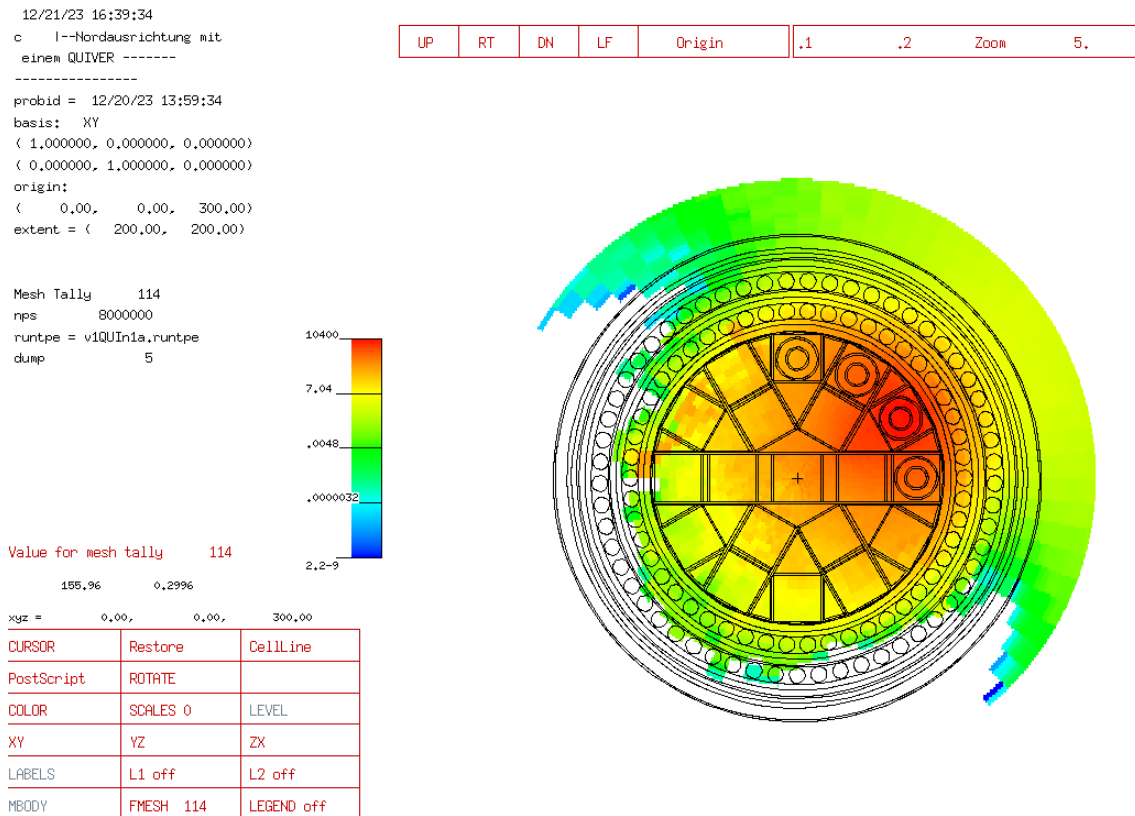


Abb. 6.10 Erste Weight Windows Berechnung für eine Dosisleistungsbestimmung in Quellnähe

Nur ein Köcher enthält aktives Material.

Mit den folgenden Karten lässt sich der Detektor 65 optimieren:

- WWG 65 0 0 j j j j 0
- wwp:p 5 3 5 0 0.25

Dazu wird zusätzlich in der Ausführungszeile mit „-e“ eine WWOUT Datei vom vorherigen Lauf angegeben, die gelesen wird:

- „runMCNPJob.py Filename.inp -e Name.wwout „

Dadurch iteriert sich der Lauf im optimalen Fall zu besseren Ergebnissen.

6.1.4.2 Neutronen- und Gammaberechnungen für einen Köcher im Behälter

Die Rechenzeiten eines Köchers im Behälter gehen über 1.000 Minuten. Dabei sind die Weight Windows über sich iterierende Rechenläufe zu erzeugen.

Tab. 6.7 Neutronen- und Gamma-Tally Ergebnisse für die radial angeordneten Punktdetektoren nach 5 Jahren Abklingzeit in $\mu\text{Sv/h}$ für einen Köcher

Tally Nummer	Neutronen DL	Gamma DL	Fehler	Position in Grad
5	5,28E-01	1,48 E+0	5,41E-01	0
15	7,43E-01	2,81E+0	7,14E-01	5
25	9,79E-01	5,88E+0	1,02E+0	10
35	1,29E+0	8,58E+0	1,33E+0	15
45	1,55E+0	1,20E+01	1,66E+0	20
55	1,86E+0	1,51E+01	1,94E+0	25
65	2,07E+0	3,02E+01	2,09E+0	30
75	2,00E+0	1,95E+01	2,04E+0	35
85	1,74E+0	1,30E+01	1,74E+0	40
95	1,35E+0	5,62E+0	1,37E+0	45
105	2,53E-04	5,15E-05	3,58E+01	Im dritten Quadranten

Aus den Tally-Ergebnissen ist zu erkennen, dass ein Peak dort, wo die Quelle sich befindet, zu lokalisieren ist. Die Quelle entspricht dem Abbrand nach fünf Jahren Abklingzeit und ist damit die intensivste zu erwartende Gammaquelle. Als Messwert sind die $30 \mu\text{SV/h}$ gut zu messen, wenn die Position bekannt ist. Für die Neutronen gilt ähnliches. Der Verlauf ist allerdings wesentlich sanfter und nicht so ausgeprägt wie bei der Gammadosisleistung. Die maximale Dosisleistung ist hier auch in einem Bereich, der gut messbar ist, unter der Voraussetzung, dass der Messort gut eingegrenzt und bekannt ist.

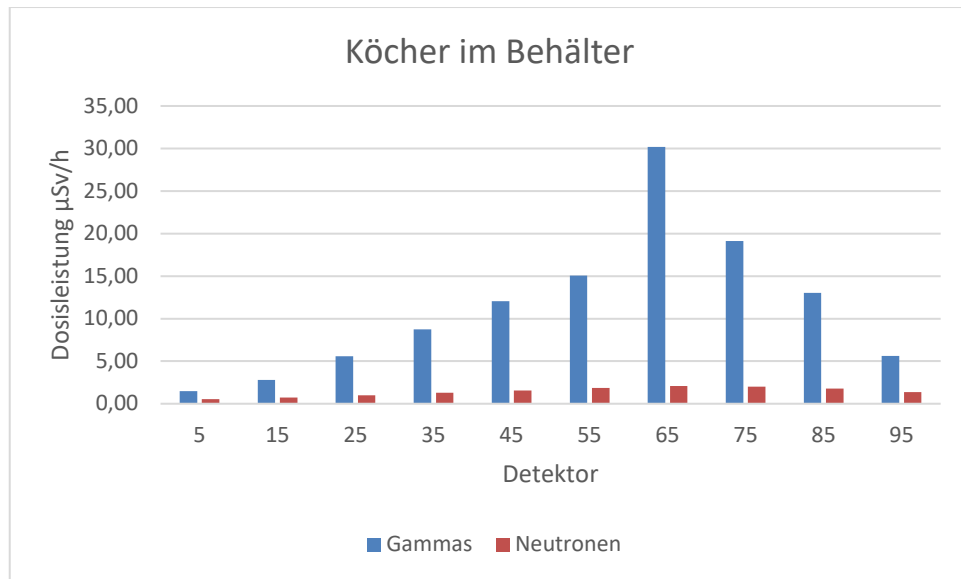


Abb. 6.11 Dosisleistung aus Gammas und Neutronen bei einem Köcher im Behälter an den jeweiligen Detektorpositionen

Die spektrale Verteilung lässt erkennen, dass niederenergetische Strahlung die Dosisleistung bestimmt. Außerdem ist die Gammastrahlung die dominante Strahlenart am Behälter.

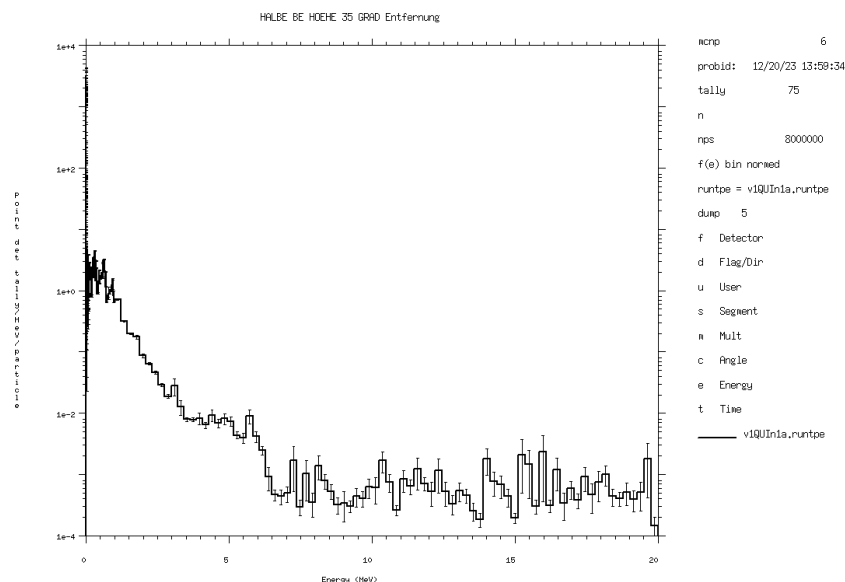


Abb. 6.12 Gamma-Spektrum am Punkt der maximalen Gammadosis

Nach einer Abklingzeit von 105 Jahren errechnet sich die Dosisleistung aus Neutronen am Aufpunkt 65 mit $1,22 \cdot 10^{-1} \mu\text{Sv/h}$ aus Neutronen und $2,67 \cdot 10^{-1} \mu\text{Sv/h}$ aus Gammas. Damit nimmt die Dosisleistung durch Neutronenstrahlung in 100 Jahren Abklingzeit um den Faktor 18 ab, was in etwa proportional der Abnahme der Quellstärke entspricht.

6.1.4.3 Ein Brennelement im Behälter

Für das eine Brennelement wird nur eine Korbposition (siehe Abb. 6.13) als belegt angenommen. Durch die Auswahl der Detektorpositionen wird die scheinbare Versetzung des Brennelements simuliert. Da das Brennelement eine dreieinhalbfach größere Masse besitzt, ist die Quellstärke ebenso um den gleichen Faktor höher.

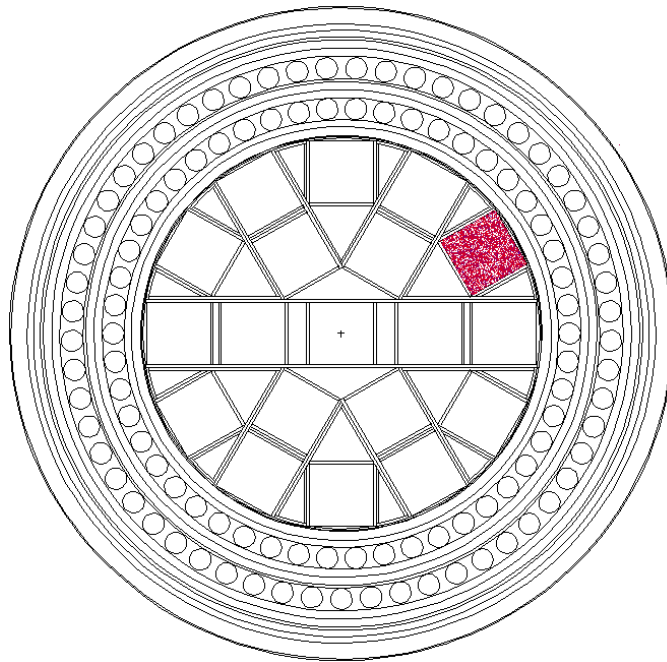


Abb. 6.13 Ein Brennelement im Behälter

Die übrigen Positionen sind mit Dummies belegt.

6.1.4.4 Neutronen- und Gammaberechnung für ein Brennelement im Behälter

Ein Brennelement ist durch die größere Quellstärke auch leichter zu bestimmen. Die Neutronen- und Gammadosisleistung fällt entsprechend größer aus. Trotzdem ist die Berechnung mit MCNP® herausfordernd, da viele Strukturen für den Strahlungsgang vernachlässigbar sind. Die Optimierung verlangt mehrere Iterationen.

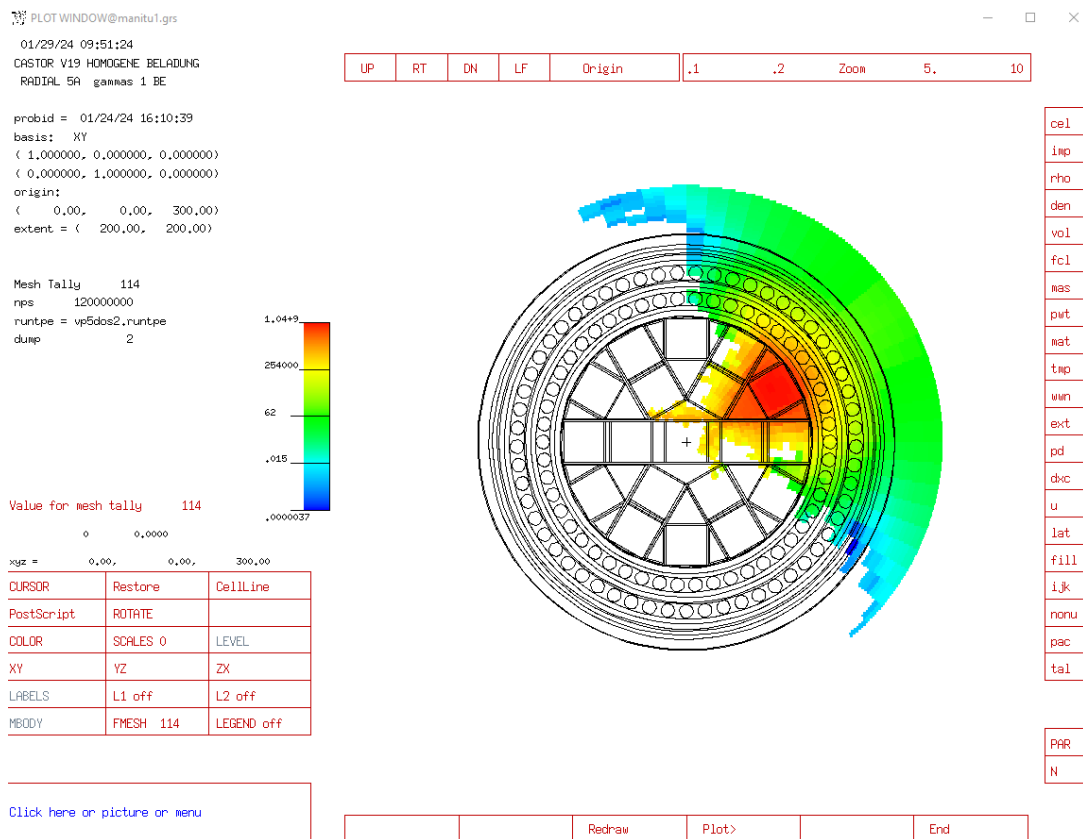


Abb. 6.14 Optimierter Strahlungsverlauf für die Detektoren im ersten Quadranten

Die Detektorergebnisse für die Gamma-Strahlung waren selbst bei 10 Mio. Partikeln noch bei über 50 % im Fehler. Weitere Optimierungen müssen hier erfolgen, um ein Ergebnis zu erzielen, das vertrauenswürdig ist.

Für die Berechnung mit dem Quellterm nach fünf Jahren Abklingzeit ist die Dosisleistung aus Neutronen mit 66 $\mu\text{Sv/h}$ relativ hoch. Im Vergleich zum Köcher ist die Neutronendosisleistung beim Brennelement um Faktor 30 höher. Beim Brennelement ist die Neutronendosisleistung ebenfalls kleiner als die Gammadosisleistung, jedoch liegen die beiden Dosisleistungen aus Neutronen- und Gammastrahlung näher zusammen. Dies ist sicherlich auf die geometrischen Formen der Quellen und damit auf die Strahlenausbreitung zurückzuführen. Das Brennelement mit der quadratischen gleichförmigen Geometrie sendet die Strahlung gleichförmiger aus. Beim Köcher mit der runden Anordnung der Strahlenquelle weichen viele Strahlungswinkel von der idealen senkrechten Ausrichtung ab.

Tab. 6.8 Neutronen und Gammadosis an den Aufpunkten durch ein Brennelement um den Behälter in $\mu\text{Sv/h}$ nach 5 Jahren Abklingzeit

De- tektor	5	15	25	35	45	55	65	75	85	95
n-DL	19,03	26,20	34,88	43,66	53,26	61,61	66,10	64,23	56,10	44,92
γ -DL	6,3	10,7	22,8	67,7	84,5	132,9	167,3	152	71,7	39,7

6.1.5 Reale Köchereinlagerungen und Fazit

Aus der aktuellen Entsorgungsvorsorge ist zu entnehmen, dass die Anzahl der Köcher zunimmt. Es handelt sich momentan um sechs Behälter, die mit Köchern beladen sind. Mit weiteren Stilllegungskampagnen wird die Behälteranzahl zunehmen.

Tab. 6.9 Anzahl der in den Brennelemente-Zwischenlagern eingestellten Sonder- und Defektbrennstäbe zum Stichtag 31.12.2023

Typ	Anlage	Standort	Sonder- und Defektbrennstäbe		
			Anzahl BS	Mg SM	KSBS
DWR	KKG	Grafenrheinfeld	43	0,1	2
DWR	KWB-A	Biblis	274	0,2	3
	KWB-B			0,6	6
DWR	KKU	Unterweser	87	0,2	3
SWR	KKP-1	Philippsburg	27	0,5	9
DWR	KKP-2		217		
SWR	KKK	Krümmel	154	0,4	9

Die Tab. 6.9 zeigt, dass sich die eingelagerten Mengen zwischen 100 und 600 kg SM bewegen. Die in den Rechnungen angenommene maximale Menge pro Köcher von 146 kg SM wird hier natürlich unterschritten. Die genaue Belademenge pro Köcher ist nicht bekannt. Geht man von einer Gleichverteilung der Menge pro Köcher aus, sind theoretisch ca. 36 bzw. 100 kg pro Köcher anzunehmen. Bezieht man die Menge auf die vorherigen Rechnungen, so bleiben die Dosisleistungswerte im μSv -Bereich und damit gut messbar. Für die Rechenmethodik ist festzuhalten, dass die Anordnung geringer Mengen Spaltmaterials in einem Behälter, d. h. hinter starken Abschirmungsmaterialien, nur mit großem Aufwand simuliert werden kann. Die Weight Windows Technik allein kann zwar zum Erfolg führen, aber nicht für beliebige Positionen. Es bleibt zu überlegen, ob die Vorbestimmung von Importances bzw. Weight Windows durch deterministische

Methoden unterstützt werden kann, um Rechenzeiten und Ergebnisse zufriedenstellend zu ermitteln. Nach 100 Jahren nimmt die Dosisleistung proportional mit der Quellstärke ab. Damit bleibt bei einem Köcher im Behälter der Köcher noch strahlungstechnisch identifizierbar. Interessant ist, wann die Beladung so gering ist, dass keine eindeutige Dosisleistungsbestimmung mehr rechentechnisch erfolgen kann.

6.2 PuBe-Quellen

Als Besonderheit sind 68 Neutronenquellen in einem Behälter mit den Brennelementen im gleichen Behälter im Zwischenlager Nord (ZLN) in Greifswald gelagert. Die Anfahrquellen (PuBe-Quellen) bestehen aus vermischtem und gesintertem Plutonium- und Berylliumpulver, umgeben von einer Edelstahlhülle. Da die Neutronenquelle von der Intensität und dem Energieniveau relativ stark ist, werden die Spontanspaltungen aus den Brennelementen und die Neutronen aus den Anfahrquellen als Quellterm zusammen auftreten. Es wird untersucht, wie sich die beiden Quellen auf die Neutronendosisleistung im Behälter mit zunehmender Lagerzeit auswirken. Ein Behälter ist für die Sonderinventare, wie plutoniumhaltige Neutronenquellen zugelassen. Die in Greifswald vorhandenen 68 Plutonium/Beryllium-Anfahrquellen sind in 2 von 84 Korbschächten eingeladen. Sie sind in Edelstahlrohren eingelassen und dicht verschweißt. 32 sind in Rohr A mit 282,3 g Pu-239 untergebracht. Die restlichen 36 Quellen befinden sich in Rohr B und enthalten ebenso 282,9 g Pu-239. Jedes Rohr weist eine Neutronenquellstärke von $1,23\text{E}+08$ n/s auf.

Pu-239 hat eine Halbwertszeit von 24.110 Jahren und ist in den Quellen mit über 70 % Anteil enthalten. Der Alpha-Strahler zerfällt zu U-235 unter der Emission von Alphateilchen, die, wenn sie auf leichte Elemente wie Beryllium treffen, zu einem Einfang und der Erzeugung von Neutronen führen.

Eine grobe Überschlagsrechnung ergibt, dass pro vorhandenen $3,7\text{E}+10$ Bq α -Teichen ungefähr $1\text{E}+06$ Neutronen pro Sekunde (n/s) entstehen. Damit würden überschlägig etwa $1\text{E}+08$ n/s entstehen. Dies entspricht der Neutronenemission eines CASTOR 440/84 mit 84 WWER-Brennelementen nach 100 Jahren. Diese Überschlagsrechnung wird im Folgenden genauer überprüft und bewertet.

6.2.1 Bestimmung der (α ,n)-Reaktionen aus PuBe-Quellen

Die exakte Nachrechnungen sind mit dem GRS-Rechencode ANITABL /HES 01/ und NGSRC durchgeführt worden, das speziell für (α ,n)-Reaktionen konzipiert worden ist. Dazu wurde die Pu/Be-Zusammensetzung gem. Tab. 6.10 als Startwert eingegeben.

Tab. 6.10 Gewichtsanteile der Elemente an der PuBe-Mischung

Bezeichnung	Gew.% Anteil	Element/Nuklid
Pu/Be	32,875	Be
	67,143	Pu

Das Plutonium hat die in Tab. 6.11 dargestellte Nuklidzusammensetzung.

Tab. 6.11 Nuklidzusammensetzung von Plutonium

Bezeichnung	Gew.% Anteil	Element/Nuklid
Plutonium	0,6	Pu-238
	73	Pu-239
	17	Pu-240
	9,4	Pu-241

In einem Rohr sind 283 g Pu-239 in 32 unterschiedlichen Quellen untergebracht. Für die Nachrechnung wird eine theoretische Dichte für die Quellen von $4,42 \text{ g/cm}^3$ angenommen. Dies ergibt unter der Berücksichtigung der Verteilungen nach Tab. 6.10 und Tab. 6.11 eine Pu-239 Masse von 286,7 g. Die für die Rechnung verwendete Masse an Pu-239 unterscheidet sich zur tatsächlichen Pu-239 Masse von 283 g nur geringfügig und ist konservativ. Insgesamt berechnet sich damit eine Gesamtmasse von 585 g inklusive des Berylliums für die Quellen pro Rohr.

Die Betrachtung der Neutronenemission wird für 100 Jahre vorgenommen. Die in Abb. 6.15 dargestellten Massenanteile ändern sich mit der Zeit.

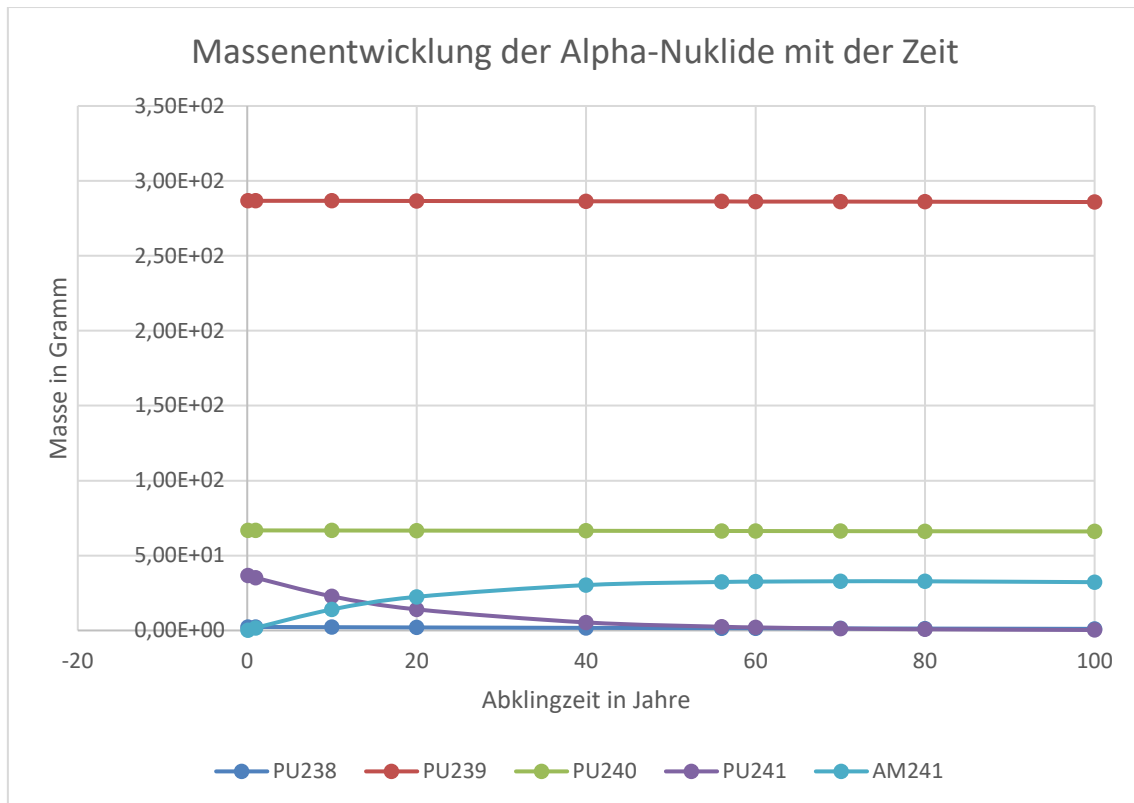


Abb. 6.15 Veränderung der Masse der Alpha-Strahler mit der Zeit

ORIGEN /BEL 73/ wurde genutzt, um den Zerfall und die Spontanspaltung zu berechnen. Während der Zeit werden neue Nuklide aufgebaut, die wiederum hochenergetische α -Teilchen aussenden und damit Neutronen zur Folge haben können. Wie aus Abb. 6.15 zu erkennen ist, sind nahezu alle Nuklide stabil, d. h. die Halbwertszeiten sind entsprechend groß gegenüber dem Betrachtungszeitraum von 100 Jahren. Die Ausnahme bildet Pu-241, dessen Zerfall wiederum den Aufbau von Am-241 zur Folge hat. Als Ergebnis werden folgende Strahlungsanteile nach Tab. 6.12 errechnet. Die (α ,n) Reaktion wird in ORIGEN nur für Sauerstoff errechnet und nicht für Beryllium. Dieser Fehler wird durch den Einsatz von NGSRC behoben. NGSRC ist in der Lage die (α ,n) Reaktion für unterschiedliche leichte Elemente zu bestimmen, darunter auch Beryllium. Der Unterschied wird im Vergleich der Ergebnisse deutlich (siehe Tab. 6.13). Spektral entstehen Neutronen mit einer Mittenenergie um etwa 4 MeV (siehe Abb. 6.16).

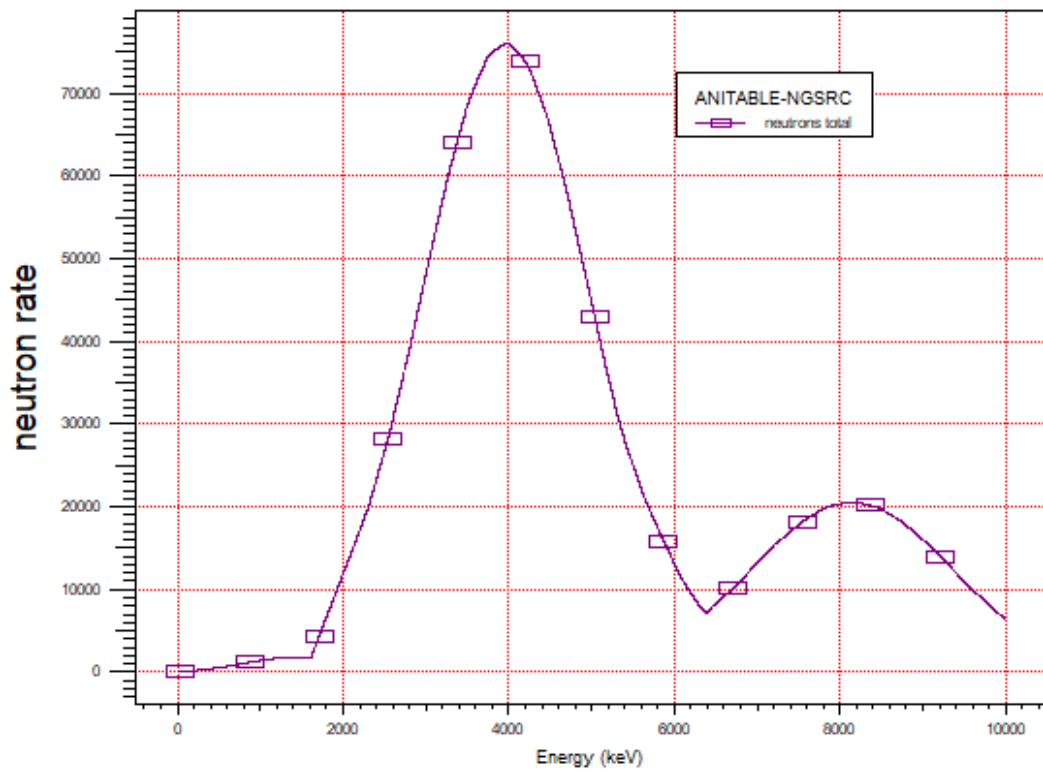


Abb. 6.16 Energetischer Verlauf der Neutronenrate aus der (α, n) -Reaktion vom Pu/Be

Tab. 6.12 ORIGEN Ergebnisse für 32 Pu/Be-Quellen mit einer Pu-239 Masse von 287 g (Gesamtmasse 585 g)

Jahre	0	0,1	1	10	20	40	56	60	70	80	100
Gramm (g)	5,85E+02	5,85E+02	5,85E+02	5,85E+02	5,85E+02	5,85E+02	5,85E+02	5,85E+02	5,85E+02	5,85E+02	5,85E+02
Aktivität (bq)	1,44E+14	1,43E+14	1,38E+14	9,16E+13	5,91E+13	2,66E+13	1,58E+13	1,41E+13	1,11E+13	9,15E+12	7,12E+12
Wärme (W)	2,48E+00	2,50E+00	2,66E+00	3,94E+00	4,78E+00	5,48E+00	5,59E+00	5,59E+00	5,55E+00	5,49E+00	5,32E+00
Photo- nen/sec	1,48E+11	1,67E+11	2,84E+11	1,20E+12	1,83E+12	2,41E+12	2,56E+12	2,58E+12	2,59E+12	2,58E+12	2,53E+12
-(α ,n)- n/sec	1,30E+05	1,32E+05	1,42E+05	2,22E+05	2,75E+05	3,20E+05	3,27E+05	3,27E+05	3,25E+05	3,22E+05	3,11E+05
-Spon- tansp.- n/sec	7,17E+04	7,17E+04	7,16E+04	7,12E+04	7,07E+04	6,99E+04	6,93E+04	6,91E+04	6,88E+04	6,85E+04	6,79E+04
Summe n/sec	2,02E+05	2,03E+05	2,14E+05	2,93E+05	3,46E+05	3,90E+05	3,97E+05	3,97E+05	3,94E+05	3,90E+05	3,79E+05

Die in Tab. 6.13 ausgewiesenen Neutronen-Emissionswerte durch (α ,n)-Reaktionen sind wesentlich größer als die Beiträge aus Spontanspaltung und berücksichtigen die Streuung an Beryllium.

Die Berechnung mit NGSRC zeigen den deutlichen Unterschied zur ORIGEN Rechnung.

Tab. 6.13 Berechnungsergebnisse der Neutronenemission durch (α ,n)-Reaktionen durch NGSRC

	0,1	1	10	20	40	56	60	70	80	100
Pu/Be Spontsp, n/sec	7,17 E+04	7,17 E+04	7,13 E+04	7,08 E+04	6,99 E+04	6,93 E+04	6,91 E+04	6,88 E+04	6,85 E+04	6,7 9E+04
α ,n n/sec ein Lager-Rohr	1,08 E+08	1,16 E+08	1,80 E+08	2,22 E+08	2,57 E+08	2,63 E+08	2,62 E+08	2,61 E+08	2,58 E+08	2,49 E+08
Σ zwei Lager-Rohre	2,16 E+08	2,32 E+08	3,60 E+08	4,44 E+08	5,14 E+08	5,26 E+08	5,25 E+08	5,22 E+08	5,16 E+08	4,98 E+08

Dadurch wird der Spontanspaltungsbeitrag bei den Pu/Be-Quellen zahlenmäßig vernachlässigbar. Wird die errechnete Neutronenemissionsrate mit der Zeit aufgetragen, so ist zu erkennen, dass sie verständlicherweise ansteigen muss (siehe Abb. 6.17).

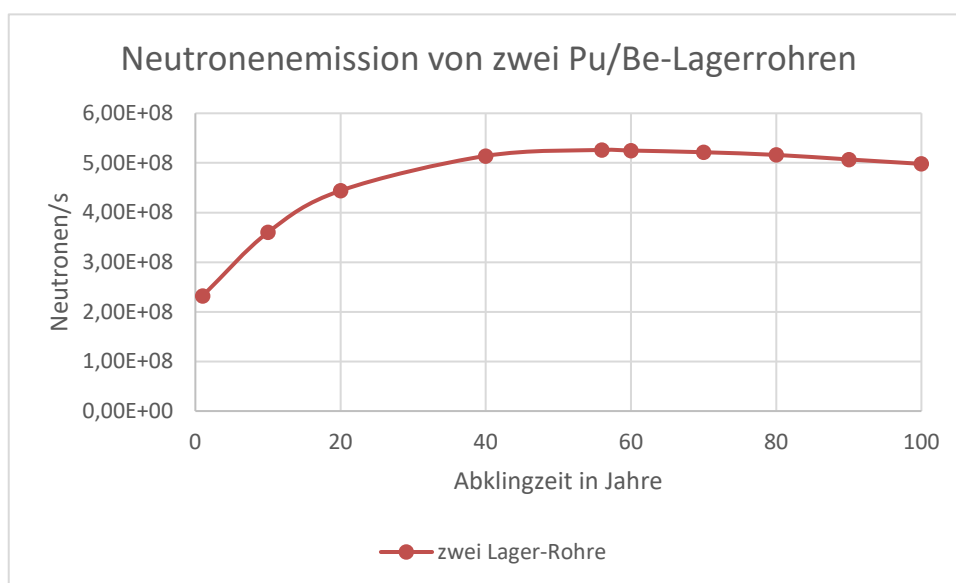


Abb. 6.17 Neutronenemissionsrate von den beiden Pu/Be-Lagerrohren

Nach etwa 56 Jahren stellt sich ein Maximum ein und die Emissionsrate fällt danach langsam ab. Werden die Anteile der Nuklide an der Gesamtrate analysiert, so ist in

Abb. 6.18 erkennbar, dass sich mit der Zeit die Reihenfolge der Wertigkeit der Nuklide ändert, d. h. die Beiträge der Nuklide verschieben sich mit der Zeit.

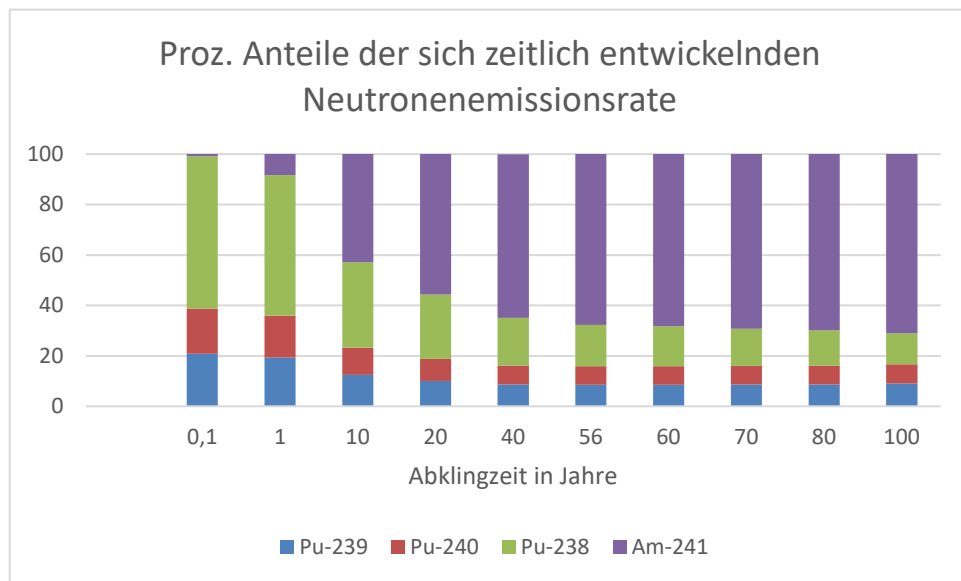


Abb. 6.18 Prozentuale Anteile der Alpha-emittierenden Nuklide zur Neutronenrate

Zu Beginn und in der Kurzzeit kleiner zehn Jahre werden die meisten Neutronen durch die Alphastrahlung von Pu-238 erzeugt. Danach wird Americium-241 der dominante Alpha-Strahler für die Neutronenerzeugung. Americium-241 entsteht durch den Zerfall von Pu-241, welches als einziges Plutoniumisotop kein Alpha-Strahler ist. Pu-239, das eigentlich den größten Massenanteil im Vektor besitzt, ist nur in den ersten Jahren mit 20 % an der Neutronenproduktion beteiligt.

6.2.2 WWER-Brennelement

In Greifswald werden Pu/Be-Quellen zusammen mit WWER-Brennelementen im Behälter CASTOR 440/84 untergebracht. Die Brennelemente besitzen unterschiedliche Anreicherung und Abbrände. Um ein Referenz Brennelement für die Behältereinlagerung zu verwenden, wird eine Anreicherung von 3,7 % U-235 und ein maximaler Abbrand von 35 GWd/MgSM angenommen. Die Abklingzeit und damit die Neutronenemissionsrate wird bis zu 100 Jahre mit OREST /HES 08/ errechnet.

Bei den WWER-Brennelementen ist die Spontanspaltung maßgebend. Hier entstehen Neutronen mit einer Energieverteilung um 2 MeV. Eine (α ,n) Rate am Sauerstoff ist völlig untergeordnet. Bei 82 Brennelementen mit einer Masse von 123 kg/BE ist die Gesamtneutronenquellstärke nach 56 Jahren $3,96 \times 10^8$ n/s. Nach 100 Jahren ist die Quellstärke

bei $1,44\text{E}+08$ n/s. Die Tab. 6.14 gibt nur die wichtigsten Daten für ein Brennelement wieder. Für die Gesamtquellstärken sind die Werte mit der Brennelementanzahl zu multiplizieren.

Tab. 6.14 Abbrand-Ergebnisse als Aktivität, Nachzerfallswärme und Neutronenemissionen für ein-WWER-BE mit der Abklingzeit in Jahren

Abklingzeit a	0	10	40	56	60	70	90	100
Masse	1,40E+05	1,40E+05	1,40E+05	1,40E+05	1,40E+05	1,40E+05	1,40E+05	1,40E+05
Aktivität Bq	1,11E+18	2,01E+15	8,23E+14	5,49E+14	4,98E+14	3,93E+14	2,50E+14	2,02E+14
Wärme W	3,15E+05	1,58E+02	8,91E+01	7,07E+01	6,70E+01	5,90E+01	4,72E+01	4,29E+01
(α ,n)-n	8,35E+06	8,29E+05	8,83E+05	8,57E+05	8,49E+05	8,28E+05	7,83E+05	7,62E+05
Spontane-n	7,47E+07	2,64E+07	8,79E+06	5,03E+06	4,40E+06	3,19E+06	1,79E+06	1,40E+06
Summe-n	2,22E+15	2,73E+07	9,68E+06	5,89E+06	5,25E+06	4,01E+06	2,57E+06	2,16E+06

6.2.3 Vergleich beider Quellen

Trägt man jetzt die Neutronenquellrate der beiden Quellen aus Brennelementen und Pu/Be-Quellen auf, so ergibt sich das in Abb. 6.19 dargestellte Verhältnis. Wie bereits dargestellt, steigt die Pu/Be-Quellrate zunächst an und geht dann langsam zurück. Bei den Brennelementen ist die Neutronenemissionsrate nach dem Abbrand um den Faktor 20 höher als bei den Pu/Be-Quellen. Die Neutronenemissionsrate der Brennelemente fällt mit der Abklingzeit kontinuierlich ab. Beide Kurven überschneiden sich bei 56 Jahren und nach 100 Jahren ist die Neutronenrate der Pu/Be-Quellen um den Faktor 2 größer als bei den Brennelementen.

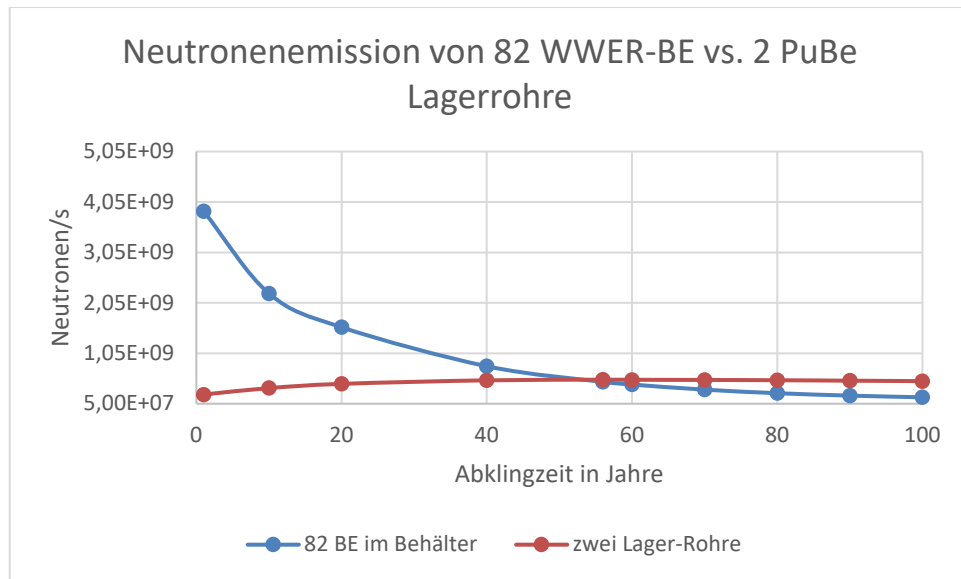


Abb. 6.19 Neutronenquellraten von Brennelementen und Pu/Be-Quellen im Vergleich

Aufgrund dieser Tatsache ist die Frage berechtigt, ob die Pu/Be-Quellen einen markanten Beitrag zur Dosisleistung liefern, da die Quellstärke mit der Zeit gleich groß und für lange Lagerzeiten wesentlich größer wird als die der Brennelemente.

Es ist aber zu berücksichtigen, dass die Quellen auf zwei inneren Korbpositionen stehen. Damit werden die Quellen von den restlichen umgebenden Brennelementen abgeschirmt. Inwieweit das ausreichend passiert, wird mit einer vereinfachten Geometrie für einen Behälter mit den beiden Quellarten überprüft.

6.2.4 Überprüfung anhand vereinfachter Monte-Carlo Rechnung

Für die rechnerische Überprüfung werden vereinfachte Annahmen getroffen. Die Brennelemente werden im Behälter als homogen verschmiert betrachtet. Die Quellen sind als zylindrische Säulen mit 3 cm Durchmesser im Behälter positioniert. Der Behälter besitzt in Realität 76 Polyethylen (PE)-Stäbe, die vereinfacht als Ring mit reduzierter PE-Dichte angenommen werden. Die Abb. 6.20 zeigt das vereinfachte Modell und Tab. 6.15 gibt die für die Simulationen verwendeten mittleren Dichten wieder.

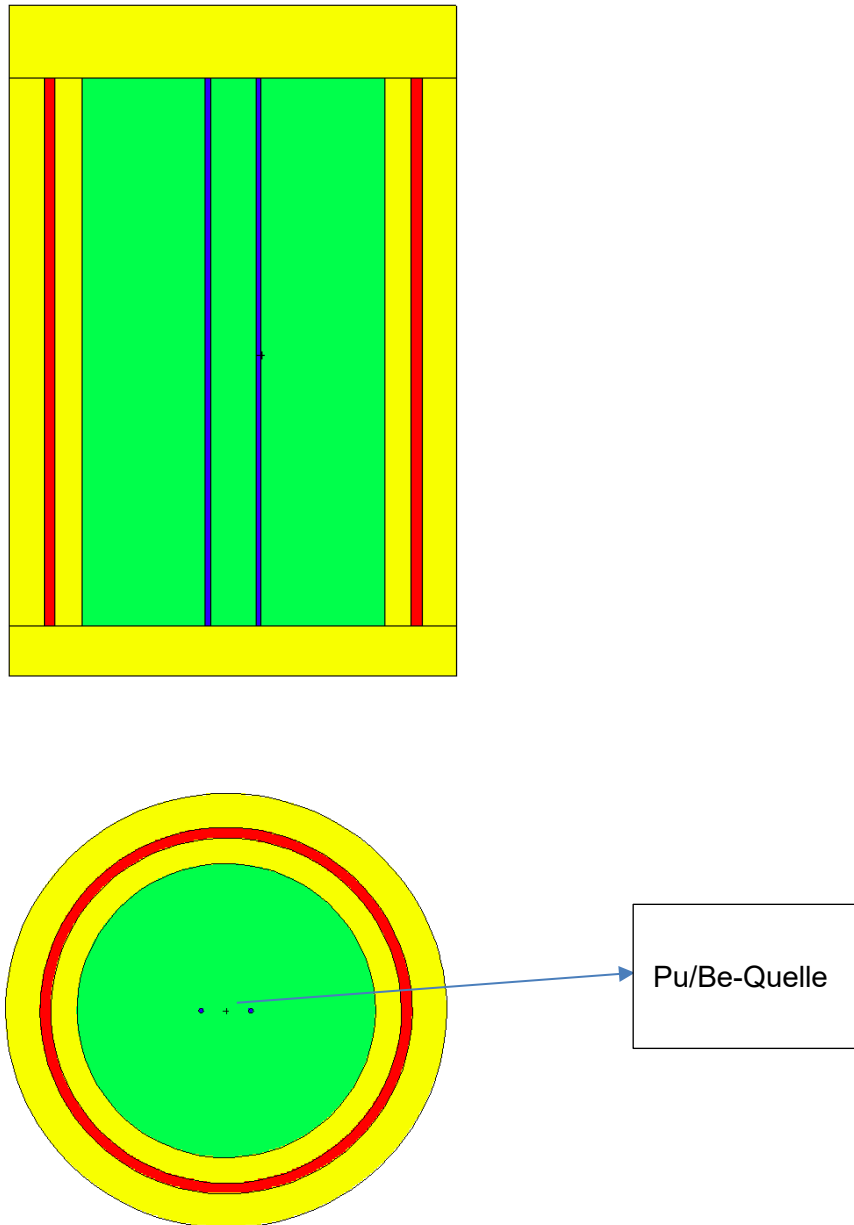


Abb. 6.20 MCNP-Modell: Seitenansicht und Draufsicht eines vereinfachten Behälters für Brennelemente und Pu/Be-Quellen

Tab. 6.15 Materialliste für die MCNP-Rechnungen

Schicht	Dichte g/cm ³
Brennelement und Korb	3,57
Pu/Be-Quellen	4,42
Behälterkörper	7,0
PE	0,72
Boden/Deckel	7,0

Um den Einfluss der Quellen auf die Ortsdosisleistung (ODL) zu überprüfen, wird für beide Konfigurationen eine Monte-Carlo-Rechnung mit MCNP®6.2 /WER 18/ durchgeführt. Einmal werden die Quellen und einmal die Brennelemente als Strahlenquellen im Behälter angenommen. Als Ergebnis werden die Oberflächendosisleistung und die Dosisleistung in 1 m Entfernung vom Deckel verglichen.

Im Vergleich beider Strahlungsquellen, zum einen die Brennelemente und zum anderen die Pu/Be-Strahler, ergibt sich ein Schnittpunkt, an dem beide gleiche Neutronenemissionsraten aufweisen. Nach 56 Jahren Abklingzeit senden beide Quellen den etwa gleichen Betrag an Neutronen aus. Die beiden Pu/Be-Quellen sind im Behälter von den Brennelementen umgeben und werden dadurch radial im Behälter gut abgeschirmt. Für die Brennelemente verteilt sich die Quellstärke auf 82 Einzelpositionen. Berechnet man die Oberflächendosisleistung aus beiden Quellen separat, wird für beide Konfigurationen in etwa der gleiche Wert an der Behälter-Oberfläche errechnet (siehe Abb. 6.21).

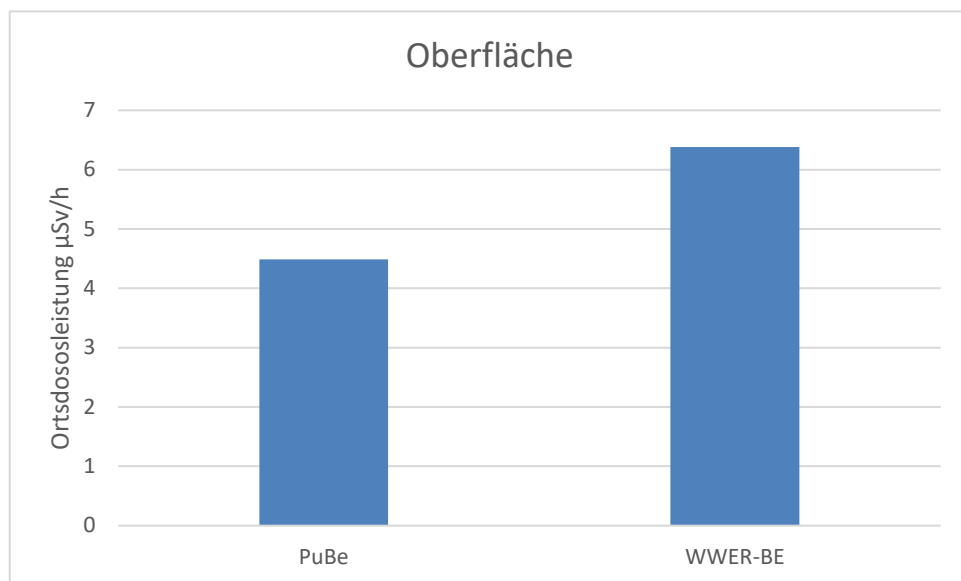


Abb. 6.21 Oberflächendosisleistung am Mantel des Behälters durch Neutronen

Die Pu/Be-Quellen sind eher geometrisch klein, erreichen aber trotzdem das gleiche Verhältnis wie die Brennelemente an Neutronendosisleistung an der Behälteroberfläche. Die hochenergetischen Neutronen der Pu/Be-Quellen sind ein wesentlicher Grund dafür.

Zwischen Behälterdeckel und Kopfteil der Brennelemente gibt es keinen PE-Moderator. Es ist für den Deckelbereich zu erwarten, dass die ODL durch die Pu/Be-Quellen größer ausfällt als die durch die Brennelemente verursachte ODL. Die Abb. 6.22 bestätigt diese Annahme. Der Wert der Pu/Be-Quellen ist nahezu um den Faktor 3 größer als der Wert der Brennelemente nach 56 Jahren Abklingzeit.

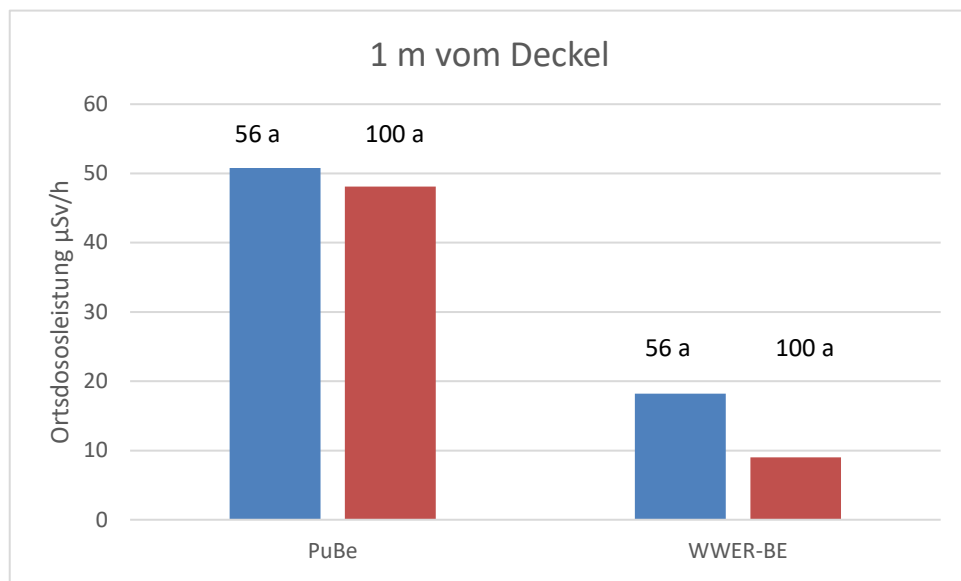


Abb. 6.22 Ortsdosisleistungsänderung am Deckel des Behälters durch Neutronen

Mit dem weiteren Lagerverlauf nehmen die Neutronenquellraten ab. Damit ist zu erwarten, dass die Pu/Be-Quellen auch nach 100 Jahren am Deckel mehr zur ODL beitragen werden als die Brennelemente im Behälter. Dies wird auch in Abb. 6.22 bestätigt. Die Dosisleistung durch die Pu/Be-Quellen fällt mit zunehmender Abklingzeit weniger stark ab, als die durch die WWER-BE erzeugte Dosisleistung. Ein Behälterschnitt in Abb. 6.23 veranschaulicht die Pu/Be-Quellen im Behälter (rot) und die Ausbreitung der Neutronenstrahlung in radialer Richtung (gelb-grün). Wie in der Abb. 6.24 ersichtlich ist, werden die Neutronen in der Deckelebene (Höhe 360 cm) mehr gestreut. Die beiden Quellen sind dadurch nicht mehr punktuell wahrnehmbar, sondern die Ausstrahlung der Quellen verteilt sich auf einen größeren Bereich am Deckel (rot).

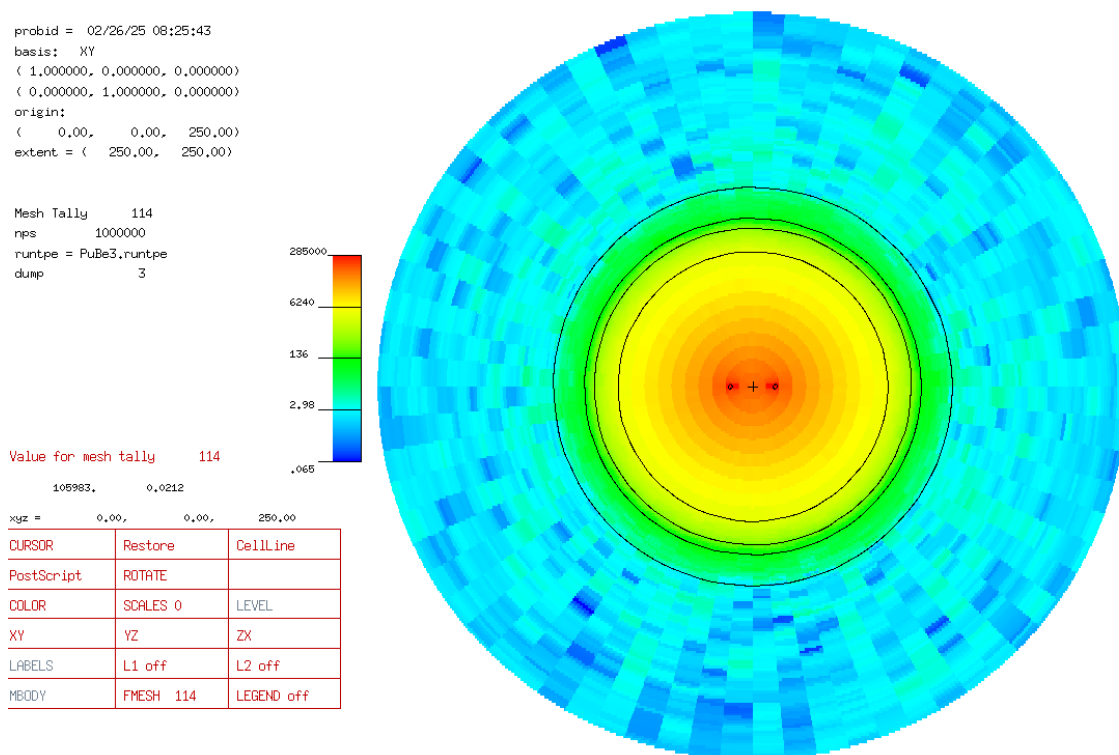


Abb. 6.23 MCNP®6 Ergebnis für die Neutronenstrahlenausbreitung beider Pu/Be-Rohre beim Schnitt durch den Behälter in der Höhe 250 cm

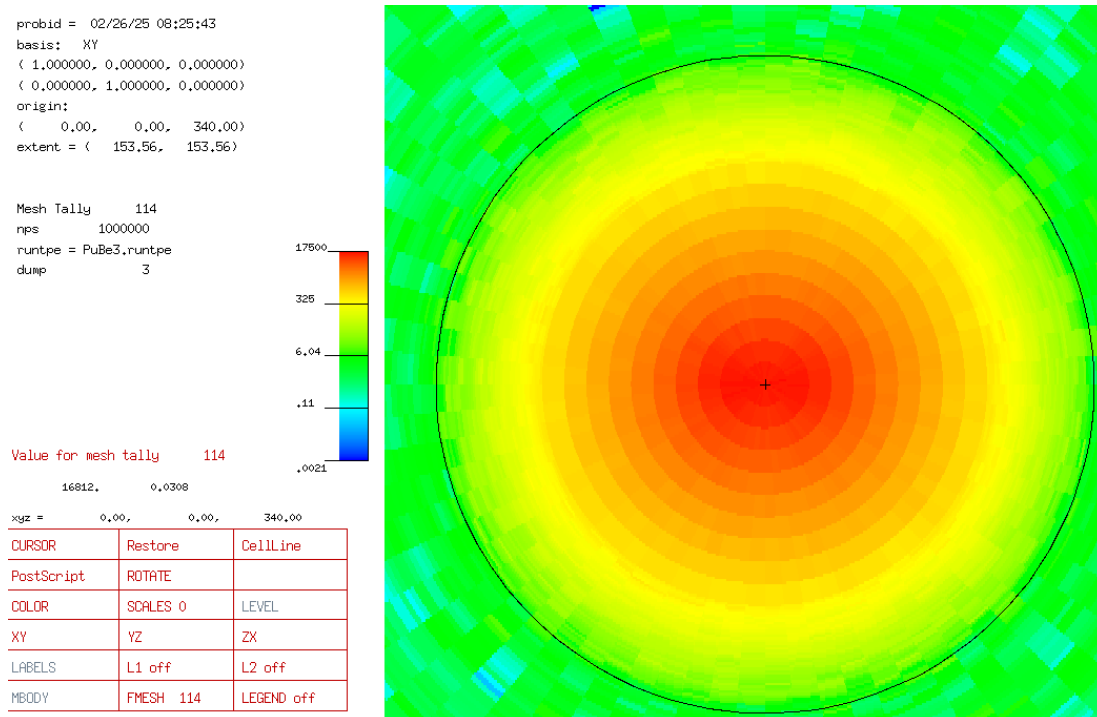


Abb. 6.24 MCNP®6 Ergebnis für die Neutronen-Strahlenausbreitung beider Pu/Be-Rohre im Deckel des Behälters in der Höhe 360 cm

6.2.5 Zusammenfassung

Die gemischte Einlagerung von Brennelementen und Neutronenanfahrquellen (Pu/Be-Quellen) wird im Zwischenlager Nord in einem Behälter praktiziert. Die Pu/Be-Quellen sind auf zwei der inneren Korbpositionen in Edelstahlrohren untergebracht, umringt von 82 Brennelementen. Die Neutronen-Quellstärke nimmt bei den Brennelementen mit der Zeit entsprechend einer Exponentialfunktion ab. Die Quellstärke der Pu/Be-Quellen stammt aus (α,n) -Reaktionen. Durch die Veränderung der Pu-Isotope und durch den Aufbau von Americium nimmt die Neutronenquellstärke zunächst mit der Zeit zu und fällt nach dem Erreichen eines Maximums ab. Beide Verlaufskurven für die Neutronenquellstärke schneiden sich nach 56 Jahren Abklingzeit. Die Neutronenquellstärke der Brennelemente ist bis zu diesem Zeitpunkt dominant. Danach überwiegt die Quellstärke der Pu/Be-Quellen. Die Auswirkungen auf die ODL zeigen in radialer Richtung am Behältermantel, dass die Dosiswerte beider Quellen gleich sind. Hierfür sind der Abschirmungseffekt der Brennelemente und die Neutronenmoderation im Mantelbereich ausschlaggebend. Axial, insbesondere am Deckel, haben die Pu/Be-Quellen einen merklich größeren Einfluss auf die Dosisleistung als die Neutronenstrahlung der Brennelemente. Ein Grund liegt sicherlich in der spektralen Differenz beider Quellen. Die Neutronen aus (α,n) -Reaktionen bestehen aus zwei sich überlagernden Kurven bis hin zu Neutronenenergien von 8 MeV. Die Neutronenemission aus bestrahlten Brennelementen besteht nur aus einem Spontanspaltungsspektrum. Im Deckelbereich prägen sich diese Unterschiede deutlicher aus.

Auf Basis der Simulationsergebnisse kann geschlussfolgert werden, dass die eingelagerten Pu/Be-Quellen im Langzeitbereich von Bedeutung sind, da sie in diesem Bereich die Ortsdosisleistung durch Neutronen dominieren. Durch den Zerfall des Plutoniums in den Pu/Be-Quellen ergibt sich ein Anstieg der Neutronenemissionsrate mit der Zeit. Das Maximum der Neutronenemission aus Pu/Be-Quellen wird nach einer Abklingzeit erreicht, die der Quellstärke von 82 WWER-Brennelementen ca. 56 Jahren entspricht. Eine Identifizierung des mit Anfahrquellen beladenen Behälters sollte anhand von ODL-Messungen im Deckelbereich möglich sein.

7 Analyse der radiologischen Entwicklung im Standortzwischenlager bei verlängerten Zwischenlagerzeiten

Das folgende Kapitel stellt die Aktivitäten zum Wissensaufbau auf dem Gebiet der Methoden zur Analyse der radiologischen Situation in einem generischen Zwischenlager dar. Dazu wurden Recherchen zu den Zwischenlagerdesign durchgeführt und es wurde ein Simulationsmodell eines ausgewählten Zwischenlagerdesigns, sowie Modelle für Einzelbehälter und Mehrbehälterkonfigurationen in MCNP® erstellt und erprobt.

7.1 Zwischenlagerdesign

7.1.1 STEAG

Das STEAG Zwischenlager-Konzept (siehe Abb. 7.1) ist ein monolithisches, einschiffiges Gebäude. Die Standortzwischenlager Brokdorf, Krümmel, Brunsbüttel, Grohnde, Lingen und Unterweser sind nach diesem Konzept gebaut.

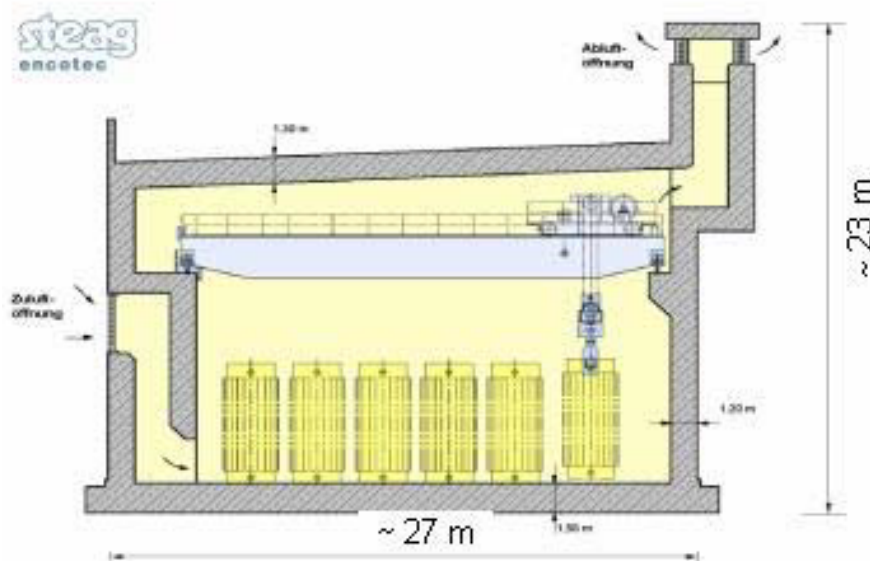


Abb. 7.1 Schematische Darstellung des STEAG-Konzeptes

Die äußeren Abmessungen des Lagergebäudes betragen: Länge ca. 83,4 m, Breite ca. 26,8 m und Höhe ca. 23,0 m. Das Lagergebäude umfasst den Lager- und Empfangsbereich sowie Teile des Betriebsbereiches. Die in Stahlbeton ausgeführten Außenwände haben eine Stärke von 1,20 m, die Dachdecke von 1,30 m und die Bodenplatte eine durchgängige Stärke von 1,50 m.

Die Außenwände, die Abschirmwand zwischen Lager- und Empfangsbereich, sowie die Gebäudedecke sind aus Stahlbeton der Festigkeitsklasse B 45 mit einer Dichte von $2,35 \text{ g/cm}^3$ ausgeführt. Außenwände und Dach sind zur Verringerung des Temperaturgradienten im Beton wärmeisoliert. Die Bodenplatte besteht aus wasserundurchlässigem Beton der Festigkeitsklasse B 35 und erhält im Empfangsbereich eine 10 cm starke Auflage aus Stahlfaserestrich.

Im ca. 1.350 m^2 großen Lagerbereich stehen ca. 770 m^2 als effektive Lagerfläche zur Verfügung. Zur Wärmeabfuhr aus dem Lagerbereich sind in einer Längswand labyrinthartig ausgeführte Zuluftöffnungen angeordnet. Auf der gegenüberliegenden Längsseite sind in der Hallendecke in gleicher Weise ausgeführte Abluftöffnungen vorhanden. Die Luftöffnungen sind mit Jalousieklappen, einschließlich Wetterschutz, sowie mit Vogelschutzgittern, ausgestattet.

Die Innenmaße des Lagerbereiches betragen in der Länge ca. 55 m, in der Breite ca. 24 m und in der Höhe ca. 15 bis 16 m. Die Aufstellung der Behälter erfolgt in 16 Reihen zu je fünf Behältern, so dass sich 80 Behälterstellplätze ergeben (siehe Abb. 7.2). Die Abstände der Stellplatzmittelpunkte betragen in Längsrichtung des Lagergebäudes ca. 3,2 m und quer zum Lagergebäude ca. 3,0 m. Die Positionierung der Einzelbehälter erfolgt entsprechend dem „Aufstellungsplan Lager für 80 Behälter“, wobei sich Einschränkungen aus der Behälterwärmeleistung sowie aus den Vorgaben des Betriebshandbuchs ergeben. Der Zugriff auf jeden Behälter ist nach maximal vier Behälterumsetzungen möglich. Die umgesetzten Behälter werden dafür temporär in der Transportgasse (maximal 8 Stunden), auf freien Behälterstellplätzen, oder auf vier definierten Stellplätzen im Empfangsbereich abgestellt.

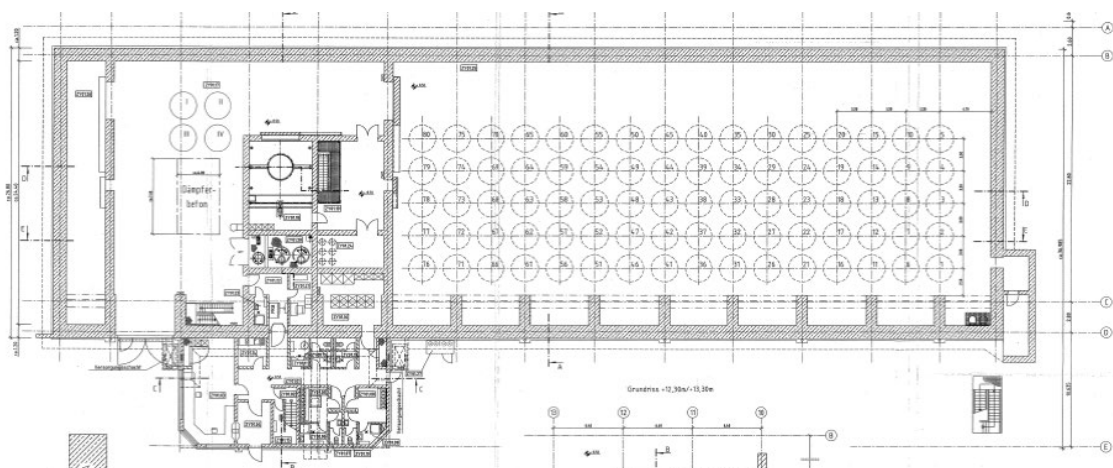


Abb. 7.2 Schematische Darstellung der STEAG Lagerbelegung

7.1.2 WTI

Das WTI-Zwischenlager-Konzept (siehe Abb. 7.3) ist ein zweischiffiges Gebäude, bestehend aus zwei, durch eine Wand getrennten, Hallen, ähnlich den Zwischenlagern in Gorleben, Ahaus und Lubmin/Greifswald. Sein Merkmal ist ein Stützen-/Bindersystem auf einer separate Fundamentplatte. Die Wandstärke der Betonwände (in-situ Beton) beträgt ca. 0,7 bzw. 0,85 m und die Deckenstärke ca. 0,55 m. Die Standortzwischenlager Biblis, Philippsburg, Grafenrheinfeld, Isar und Gundremmingen sind nach diesem Konzept gebaut.

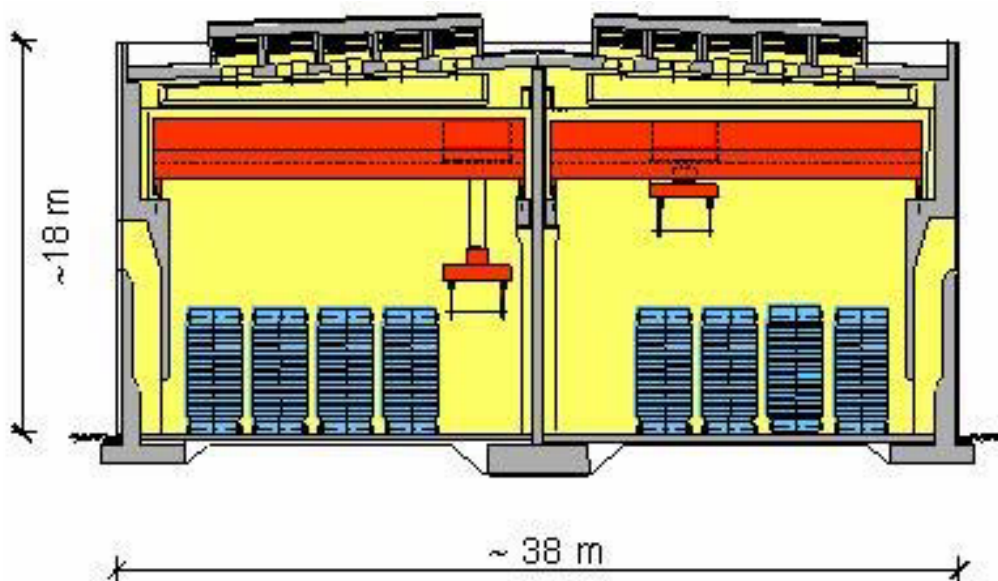


Abb. 7.3 Schematische Darstellung des WTI-Konzeptes

7.2 Implementierung des Zwischenlagerdesigns in einem MCNP®-Modell

7.2.1 Gebäude

Das Zwischenlagermodell wird an das STEAG Konzept angelehnt, die Innenmaße des Lagerbereiches betragen 55, 24 und 15 m bei einer Mächtigkeit der Wände von 1,2 m, der Decke von 1,3 m und des Bodens von 1,5 m.

Die Aufstellung der Behälter erfolgt in 16 Reihen zu je fünf Behältern, so dass sich 80 Behälterstellplätze ergeben. Die Abstände der Stellplatzmittelpunkte betragen in Längsrichtung des Lagergebäudes ca. 3,2 m und quer zum Lagergebäude ca. 3,0 m. Die Positionierung der Einzelbehälter erfolgt entsprechend dem „Aufstellungsplan Lager für 80 Behälter“.

7.2.2 Behälter

Das hier genutzte MCNP®-Modell für einen generischen Transport- und Lagerbehälter basiert auf dem CASTOR® V/19, ein häufig verwendeter Behälter für die Lagerung und den Transport bestrahlter Kernbrennstoffe aus Druckwasserreaktoren (DWR), der von GNS hergestellt wird /GNS 23b/. Die Abmessungen des Behälters sind in Tab. 7.1 aufgeführt.

Tab. 7.1 Abmessungen des generischen Transport- und Lagerbehälters

Größen	Maße
Höhe	594 cm
Radius (inkl. Kühlrippen)	122 cm
Tragkorbradius	74 cm
Anzahl der Schächte für Brennelemente	19

Die Hauptkomponenten des Modells sind in Tab. 7.2 aufgelistet. Für die Berechnungen wurden mehrere Vereinfachungen vorgenommen, z. B. bei den Formen der Kühlrippen und der Tragezapfen. Die 19 bestrahlten Brennelemente sind homogen in 19 Schächten verteilt, ohne Diskretisierung einzelner Brennstäbe. Diese Vereinfachungen verringern die Berechnungszeit für MCNP® ohne die Ergebnisse in Bezug auf die Dosisleistung wesentlich zu beeinflussen. Wegen der hohen Abschirmung des Behälters werden „Importances“ in MCNP® zur Varianzreduktion genutzt.

Tab. 7.2 Einzelne Komponenten des generischen Behältermodells und deren Materialien

Komponente	Material
Behälterkörper	SphäroGuss GGG-40
Tragkorb	Edelstahl
Schächte	Borierter Edelstahl
Moderatorstangen mit Stopfen und Federn	Polyethylen und Edelstahl
Tragezapfen	Edelstahl
Kühlrippen	Edelstahl
Bodenplatte	Edelstahl
Moderatorplatte (Bodenbereich)	Polyethylen
Primärdeckel	Edelstahl
Modratorplatte (Deckelbereich)	Polyethylen
Sekundärdeckel	Edelstahl

Komponente	Material
Schutzplatte	Edelstahl

7.2.3 Quellterm

Das Behälterinventar wird in zwei Varianten abgebildet, zum einen mit einem maximalen Abbrand von 65 GWd/MgSM und zum anderen mit einem mittleren Erwartungswert des Abbrandes von 40 GWd/MgSM. Es wird angenommen, dass die Behälter gleichmäßig mit DWR UO₂-Brennelementen beladen sind und 5 bzw. 40 Jahre gelagert wurden. Die Abb. 7.4 und Abb. 7.5 zeigen die genutzten Quelltermspektren.

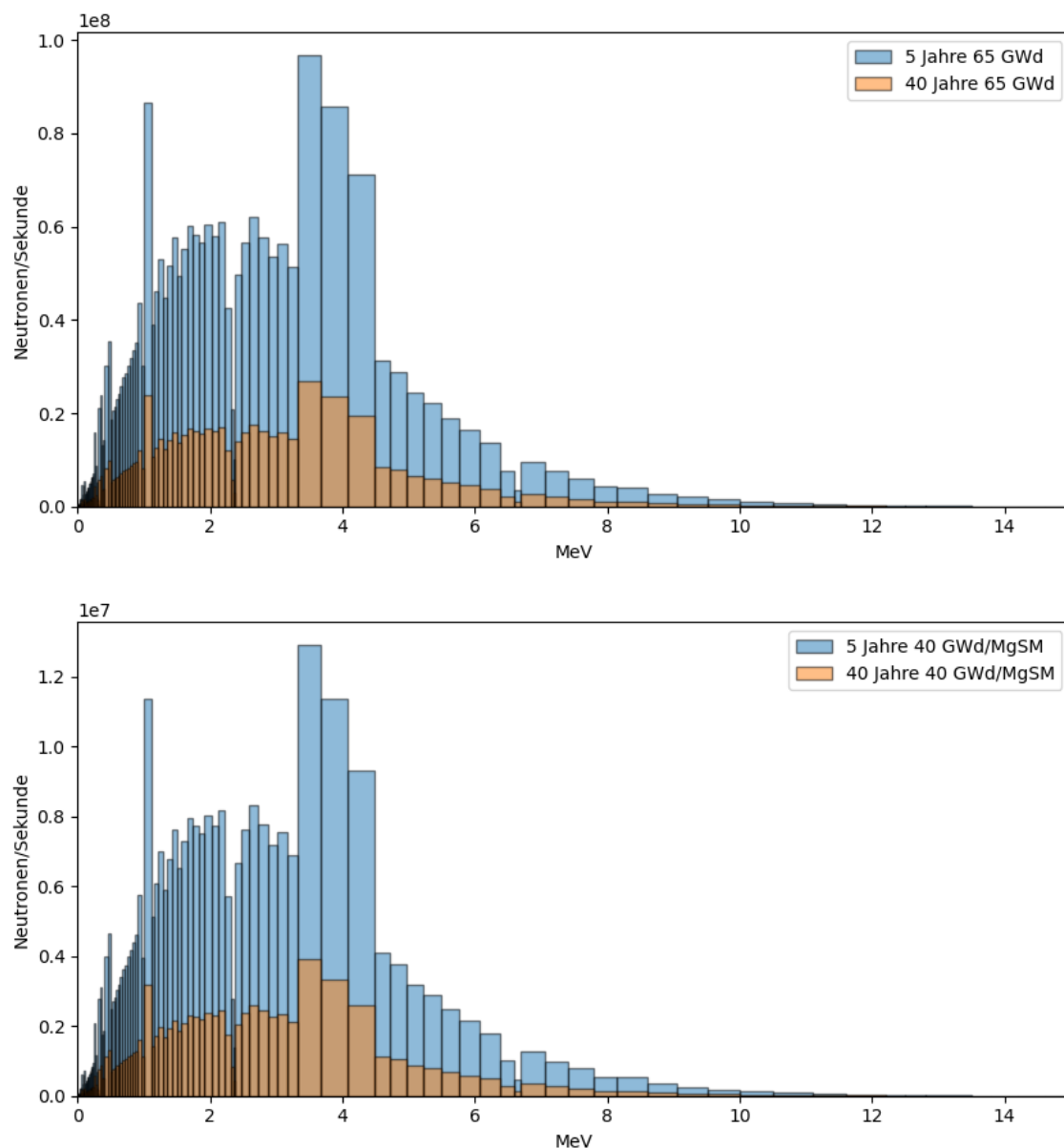


Abb. 7.4 Neutronenspektren mit maximalem Abbrand (65 GWd/MgSM, oben) und mittlerem Abbrand (40 GWd/MgSM, unten) für Abklingzeiten von 5 und 40 Jahren

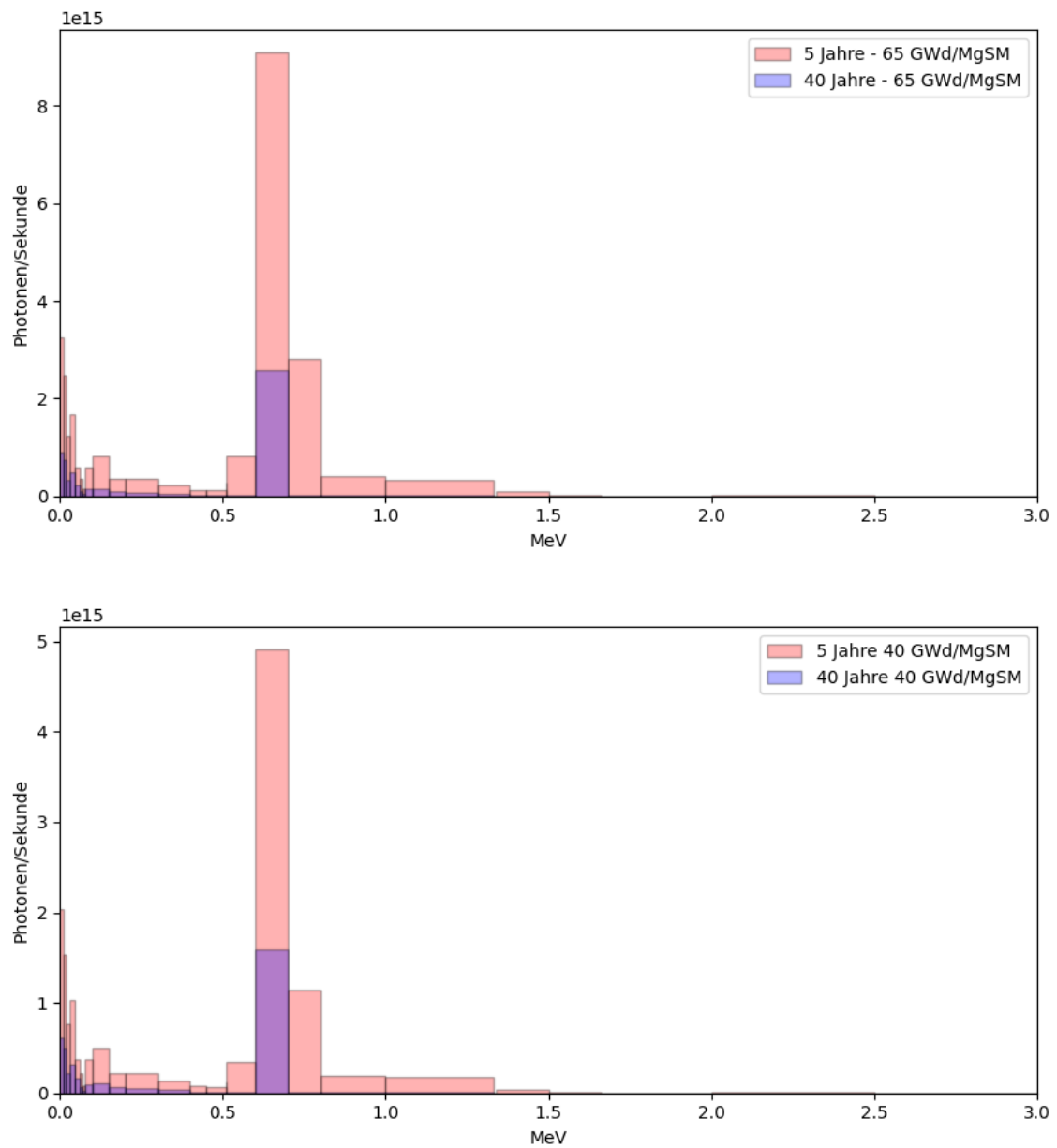


Abb. 7.5 Photonenspektren mit maximalem Abbrand (65 GWd/MgSM, oben) und mittlerem Abbrand (40 GWd/MgSM, unten) für Abklingzeiten von 5 und 40 Jahren

7.3 Positionenabhängiger Einzelbehälterbeitrag

7.3.1 Modell

Das Zwischenlager wird vereinfacht als rechteckiger Raum modelliert, bestehend aus Beton. Zur Optimierung der Rechenzeit wurde für die Simulation des Transport- und Lagerbehälters die Surface Source Write (SSW) und Surface Source Read (SSR)- Methode in MCNP® angewendet. Diese Methode benötigt zwei separate Rechnungen. In der ersten wird die sogenannte „SSW-Karte“ genutzt, um eine Oberflächenquelldatei für eine nachfolgende MCNP®6-Simulation zu berechnen. In der zweiten Rechnung wird diese Datei mittels der „SSR-Karte“ gelesen und eingesetzt. Der Vorteil dieser Methode ist, dass der Transport durch das stark absorbierende Material des Behälters nur einmal simuliert werden muss. Für mehr Details siehe auch Kapitel 8.4.1.4.

Für die Implementierung dieser Methode wird eine einzige Rechnung des Behälters durchgeführt. Im Anschluss werden für die Simulation des Zwischenlagers, die Behälter als Zylinder expliziert definiert und jeweils mit der in der Oberflächenquelle der vorhergehenden Simulation belegt. Für die Modellierung des gesamten Zwischenlagers werden vereinfachte Modelle für Gebinde und Gebäude verwendet. Das Gebäude selbst wird als Quader, mit den in Kapitel 7.2.1 zusammengefassten Dimensionen und mit Betonwänden der Dichte von $2,35 \text{ g/cm}^3$ realisiert. Die Behälter werden als solide gusseiserne Zylinder simuliert.

Separate Modelle für den Photonen- und Neutronen-Quellterm werden angewandt. Die Dosisleistung aus einem beladenen Behälter in verschiedenen Positionen in dem Zwischenlager wurde mit MCNP®6.2 berechnet und mit einem Mesh-Tally der BINGröße $2\text{m} \times 2\text{m} \times 2\text{m}$ detektiert und dargestellt. Alle Rechnungen wurden mit Bremsstrahlung ausgeführt. Die berechnete Dosisleistung ist eine effektive Dosis in der antero-posterior Geometrie, anhand der in ICRP 116 publizierten Dosiskonversionskoeffizienten für ein menschliches Phantom /INT 10/.

7.3.2 Ergebnisse der Dosisberechnungen

Alle Positionen (1 - 5) wurden für einen Behälter, beladen mit DWR 16x16 Brennelementen, durchgeführt. Dabei wurde sowohl der mittlere Abbrand, sowie auch der maximale Abbrand betrachtet und der Transport von Photonen und Neutronen wurde simuliert.

Die Tab. 7.3 zeigt die Quellintensität (Teilchen/s) für jeden beladenen Behälter, die für die Berechnung der Dosisleistung in jede simulierte Konfiguration benutzt wurde.

Tab. 7.3 Quellenintensität für die untersuchten Konfigurationen von Abbrand und Abklingzeit

	40 GWd/MgSM		65 GWd/MgSM	
Lagerzeit (Jahre)	5	40	5	40
Photonen/s	1,40E+17	3,74E+16	2,52E+17	5,73E+16
Neutronen/s	3,09E+09	8,94E+08	2,33E+10	6,45E+09

Alle Simulationen wurden mit 10E+9 Teilchen durchgeführt.

Die Abb. 7.6 zeigt die Neutronendosis von einem Behälter an verschiedenen Positionen im Zwischenlager. Die Dosisleistung an den Lagerwänden bewegt sich positionsabhängig in den Größenordnungen von 1E-03 mSv/h bis 1E-05 mSv/h. Bei einer Simulation mit 1E+09 Teilchen wird im Innenbereich des Zwischenlagers ein relativer Fehler von unter 10 % von MCNP® berechnet (siehe Abb. 7.7). Die Dosisleistung von Photonen in diesen Konfigurationen an den Wänden des Zwischenlagers geht von 1E-02 mSv/h bis 1E-04 mSv/h, allerdings ist hier der relative Fehler nicht konsequent unter 10 % (siehe Abb. 7.8). Im Fall von höheren Abbränden, hier beispielhaft durch 65 GWd/Mg SM dargestellt, befindet sich die Neutronen- und Photonendosisleistung in der gleichen Größenordnung (siehe Abb. 7.9).

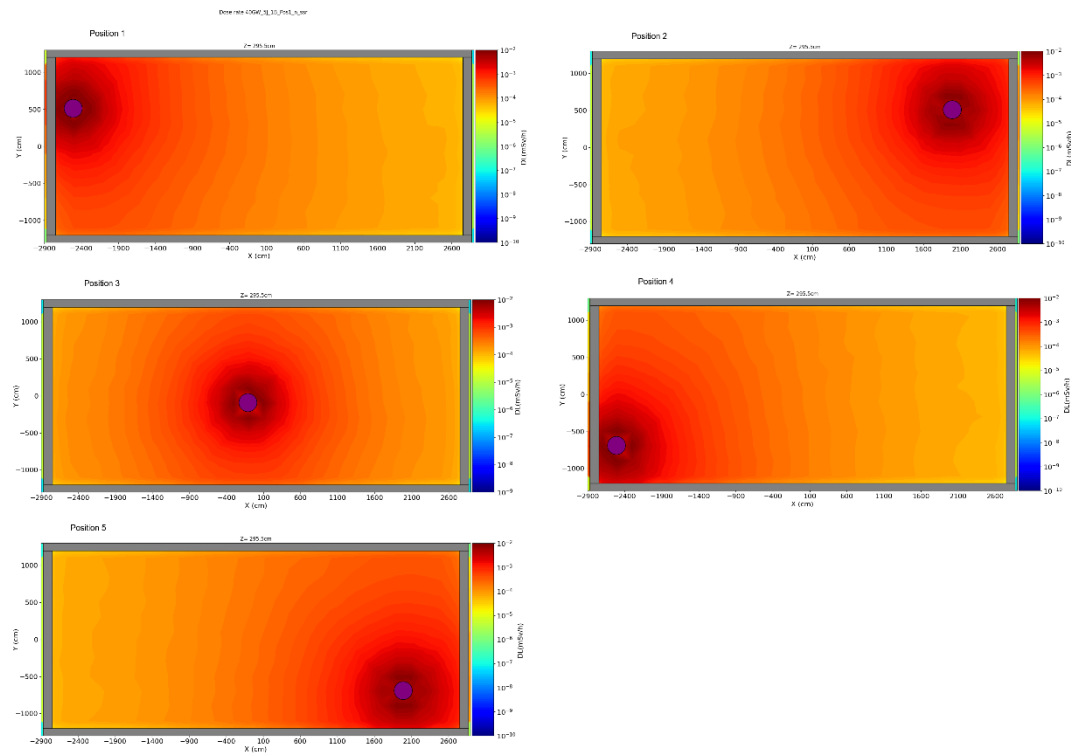


Abb. 7.6 Neutronendosisleistung der Behälter im Zwischenlager an verschiedenen Positionen

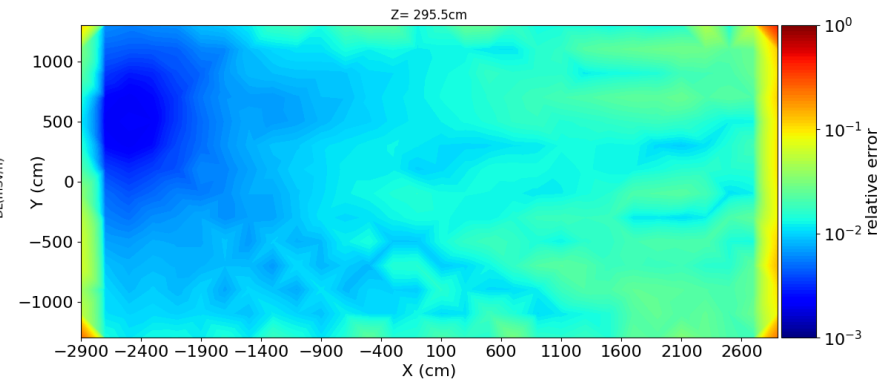
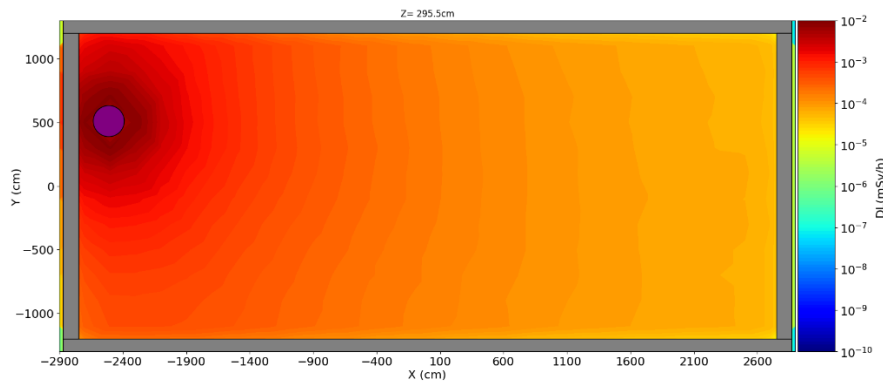


Abb. 7.7 Neutronendosisleistung und relativer Fehler eines mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behälters (40 GWd/MgSM nach 5 Jahren) an Position 1

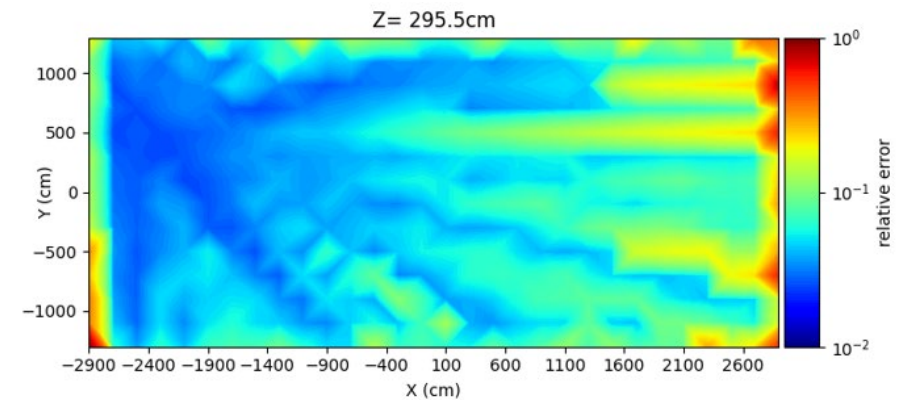
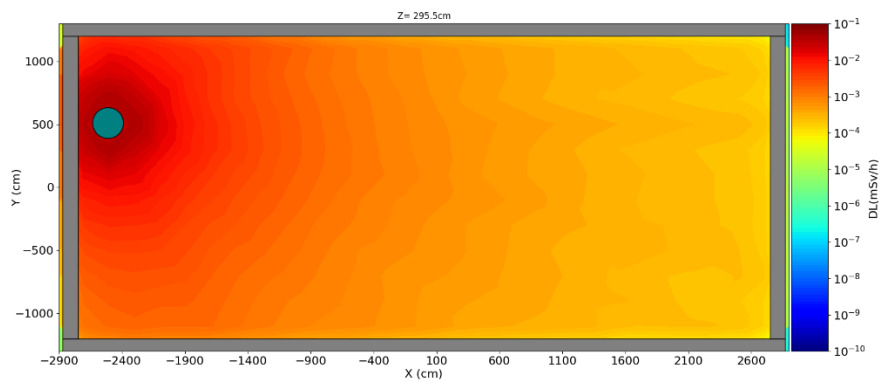


Abb. 7.8 Photonendosisleistung und relativer Fehler eines mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behälters (40 GWd/MgSM nach 5 Jahren) an Position 1

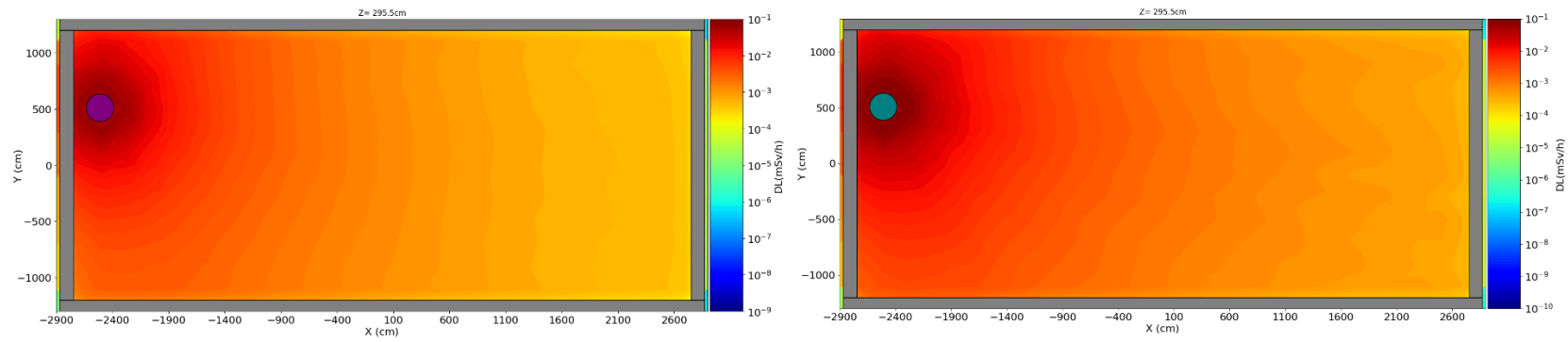


Abb. 7.9 Neutronen (links)- und Photonendosisleistung (rechts) eines mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behälters (65 GWd/MgSM nach 5 Jahren) an Position 1

7.4 Mehrbehältermodell im Zwischenlager

7.4.1 Modell

Um den Effekt von Anordnungen von Behältern zu betrachten, wurden drei verschiedene Lageranordnungen in MCNP®6 simuliert:

1. 3x3x1 Behälter: neun Behälter in drei Reihen angeordnet. Hier wird die Photonen- sowie Neutronendosis berechnet und mit einer Quellstärke von $1,26\text{E}+18$ Photonen/s und $2,78\text{E}+10$ Neutronen/s (40 GWd/MgSM), sowie $2,26\text{E}+18$ Photonen/s und $2,10\text{E}+11$ Neutronen/s (65 GWd/MgSM) gerechnet.
2. 3x3x1-1mid Behälter: neun Behälter in drei Reihen angeordnet, wobei nur der mittlere Behälter beladen ist. Hier wird Photonen- sowie Neutronendosis berechnet und mit einer Quellstärke von $2,51\text{E}+17$ Photonen/s und $2,33\text{E}+10$ Neutronen/s (65 GWd/MgSM) gerechnet.
3. 3x3x1-1corner Behälter: neun Behälter in drei Reihen angeordnet, wobei einer der Behälter in der Ecke unten rechts beladen ist. Hier wird Photonen- sowie Neutronendosis berechnet und mit einer Quellstärke von $2,51\text{E}+17$ Photonen/s und $2,33\text{E}+10$ Neutronen/s (65 GWd/MgSM) gerechnet.

7.4.2 Ergebnisse der Dosisberechnungen

Die Abb. 7.11 zeigt die Dosisleistung einer Lageranordnung von 9 beladenen Behältern. Die Maximalwerte der Neutronendosisleistung an der Südwand gegenüber der Mitte der Quelle betragen $1,55\text{E}-03$ mSv/h mit dem maximalen Abbrand (65 GWd/MgSM) und $2,05\text{E}-04$ mSv/h mit dem mittleren Abbrand (40 GWd/MgSM); die Maximalwerte der Photonenendosisleistung in der gleichen Position und Abbränden betragen jeweils $1,99\text{E}-03$ mSv/h und $9,71\text{E}-04$ mSv/h. Der Effekt von längeren Lagerzeiten ist in Abb. 7.11 ersichtlich. Die Dosisleistung von Photonen in dieser Konfiguration an den Wänden des Zwischenlagers reduziert sich von $9,7\text{E}-04$ mSv/h bei einer Lagerzeit von fünf Jahren auf $3,7\text{E}-05$ mSv/h nach 40 Jahren Lagerzeit. Im Vergleich dazu nimmt die Dosisleistung der Neutronen langsamer ab, von $2,05\text{E}-04$ auf $5,98\text{E}-05$ mSv/h an den Wänden des Zwischenlagers (siehe Abb. 7.12)

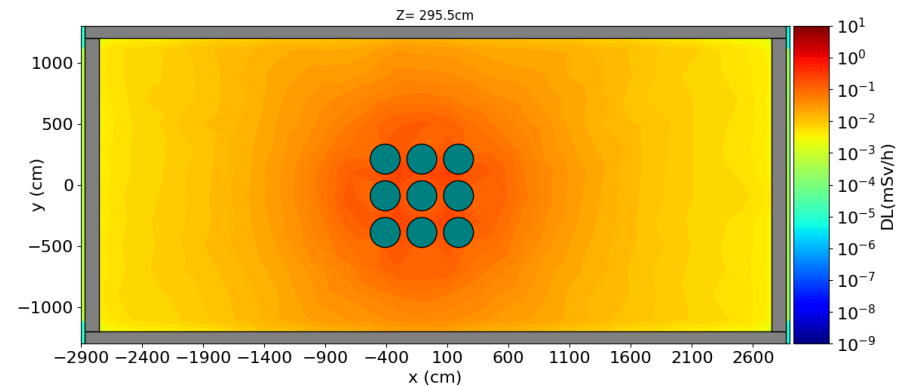
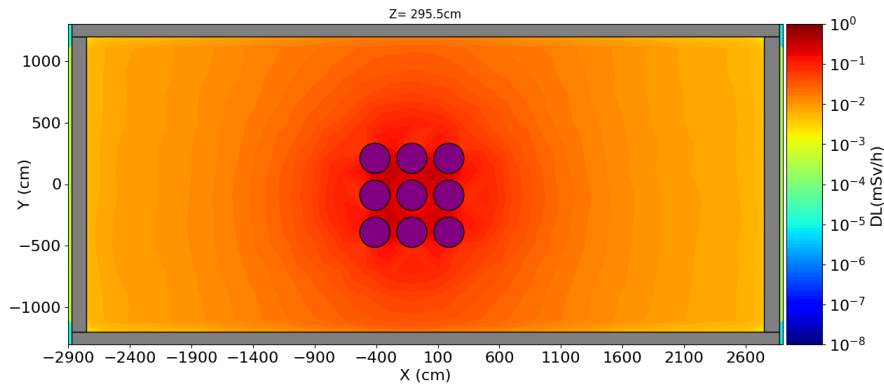


Abb. 7.10 Neutronen (links)- und Photonendosisleistung (rechts) von neun mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behältern (65 GWd/MgSM nach 5 Jahren)

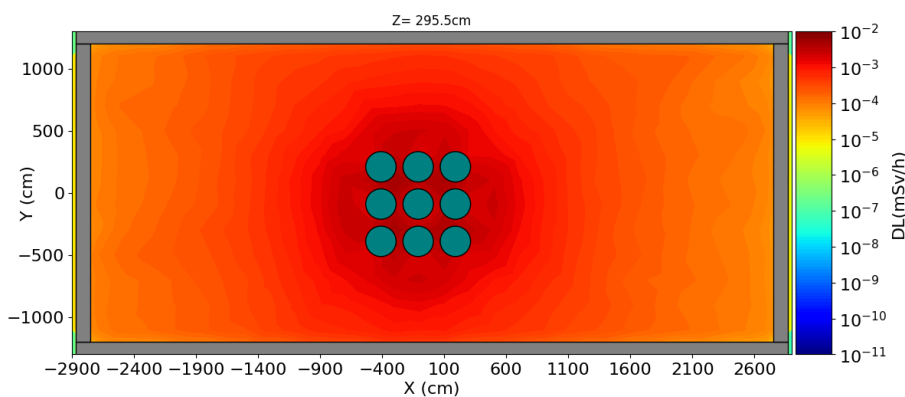
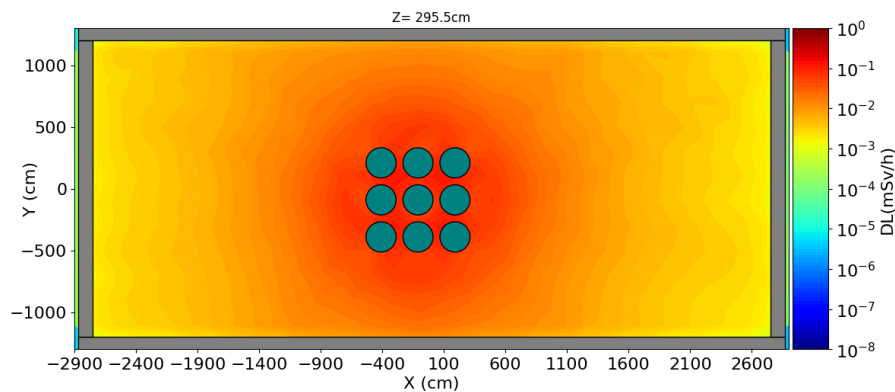


Abb. 7.11 Photonendosisleistung von neun mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behältern (40 GWd/MgSM) nach 5 Jahren (links) und 40 Jahren (rechts) Abklingzeit

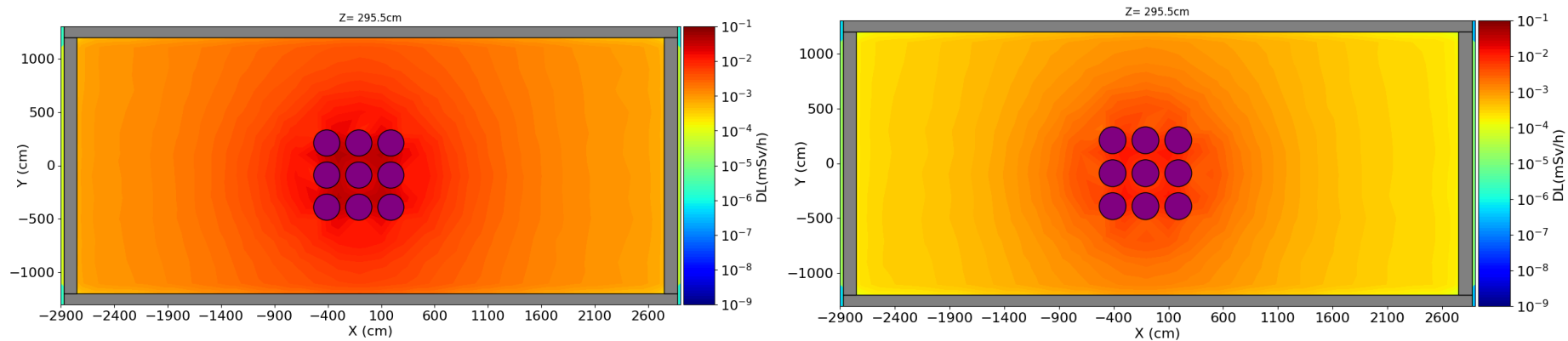


Abb. 7.12 Neutronendosisleistung von neun mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behältern (40 GWd/MgSM) nach 5 (links) und 40 Jahren (rechts) Abklingzeit

Im Folgenden wurde außerdem die Abschirmung von umgebenden Behältern betrachtet. Um diese Effekte zu quantifizieren, wurden beladene Behälter ohne einen assoziierten Quellterm um einen aktiven Behälter positioniert. In einer weiteren Konfiguration wurde der aktive Behälter in eine Ecke der 3x3 Anordnung positioniert. Das Feld der Dosisleistung von Neutronen und Photonen ist in den Abb. 7.13 und Abb. 7.14 respektive dargestellt.

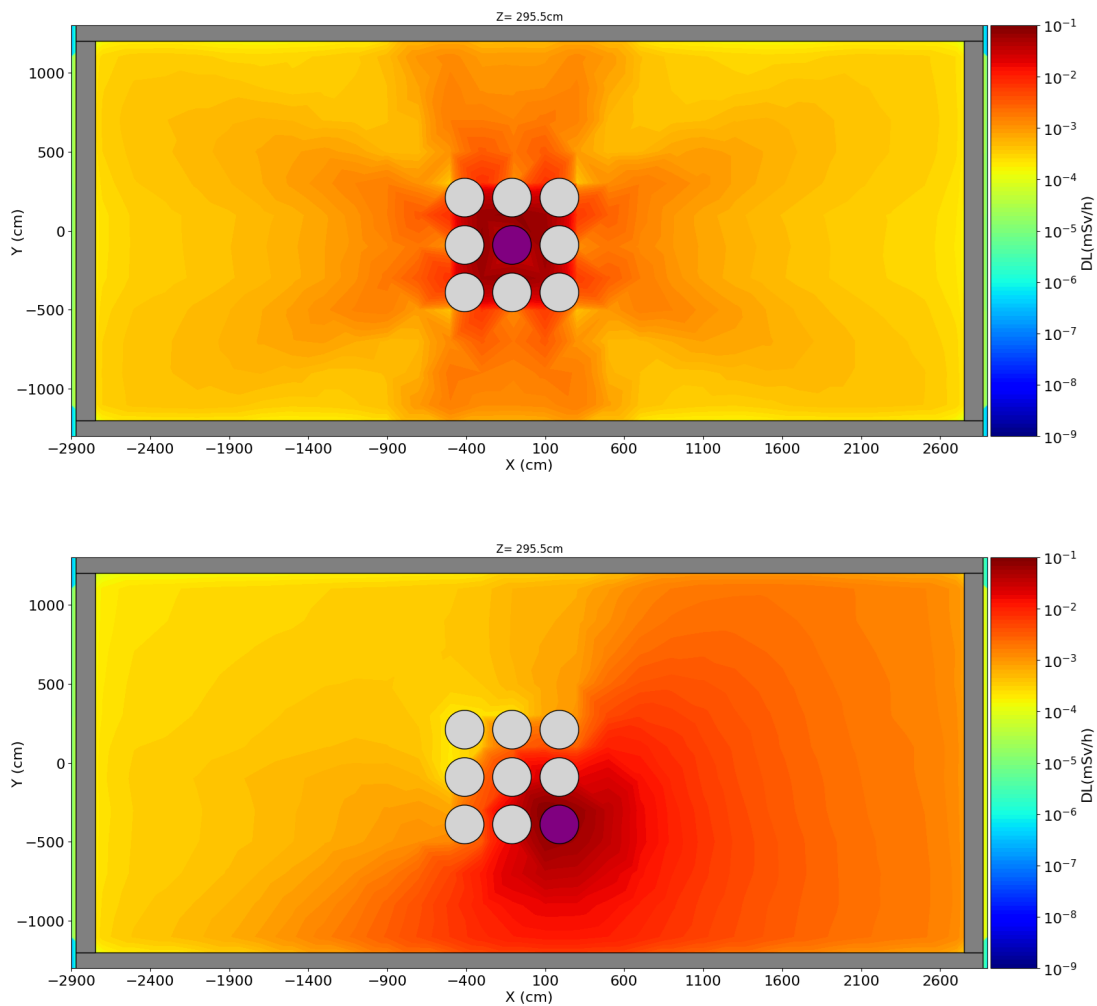


Abb. 7.13 Neutronendosisleistung eines mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behälters (65 GWd/MgSM nach 5 Jahren) in der Mitte (oben) und in einer Ecke (unten) einer Anordnung von neun Behältern

Dabei ist eine signifikante Abschirmung durch die umgebenden Behälter zu beobachten. Für Neutronen beläuft sich die Abschirmung auf mehrere Größenordnungen, abhängig von der Ausrichtung und Anzahl der Behälter zwischen aktivem Behälter und Messpunkt. In der Konfiguration mit einem mittleren aktiven Behälter ist je nach Position eine Verringerung der Dosisleistung um den Faktor fünf entlang der Wände des Lagers zu beobachten.

ten. Im zweiten Fall, dem Behälter in einer Ecke, kann die Abschirmung auf eine Reduktion der Dosisleistung in der Diagonalen durch zwei Behälter um eine Größenordnung beobachtet werden. Analog wird auch die Abschirmung von Photonen betrachtet. In der Konfiguration mit einem mittleren aktiven Behälter ändern sich die Werte der Dosisleistung entlang der Wände des Lagers je nach Position um 1,5 Größenordnungen. Im zweiten Fall, mit dem Behälter in einer Ecke, wird die Abschirmung auf eine Reduktion der Dosisleistung in der Diagonalen durch zwei Behälter um 85 % berechnet.

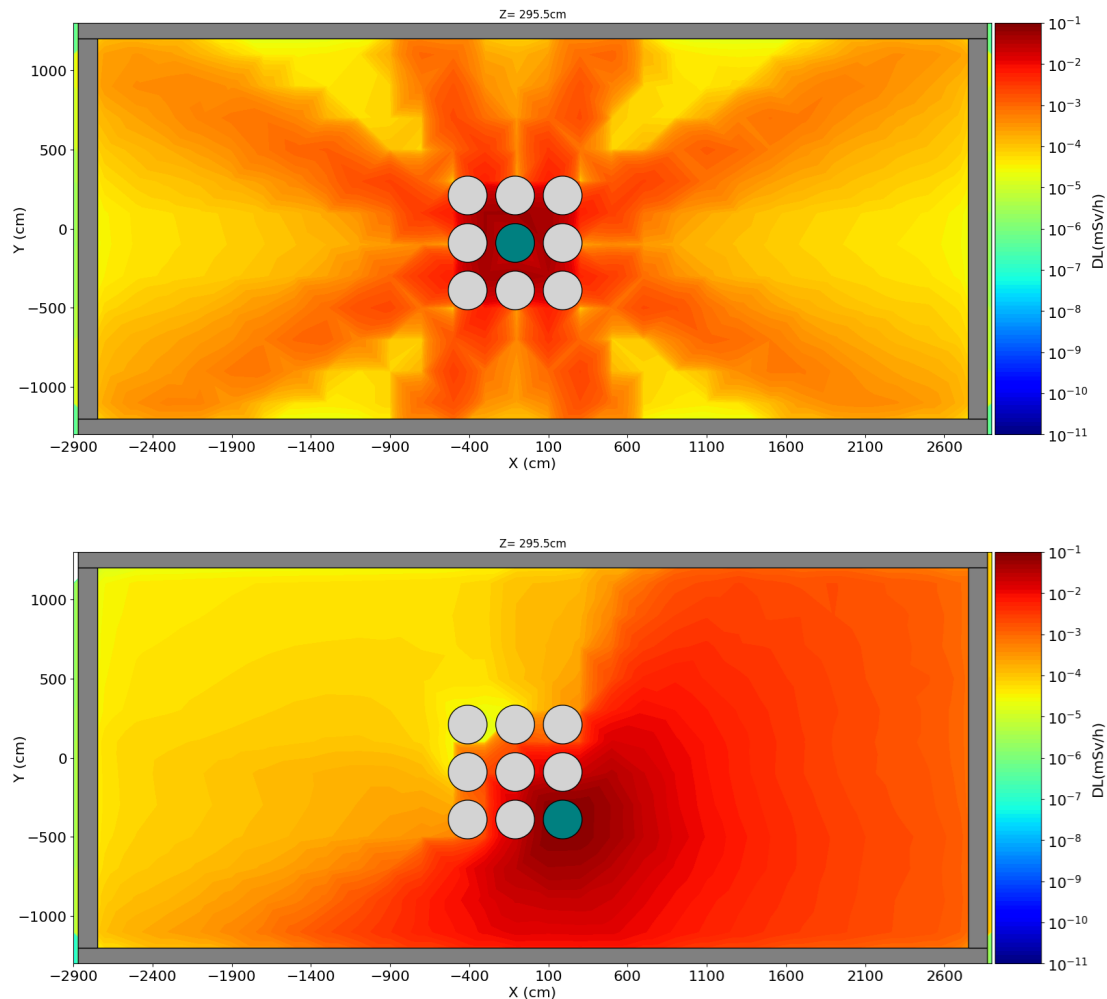


Abb. 7.14 Photonendosisleistung eines mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behälters (65 GWd/MgSM nach 5 Jahren) in der Mitte (oben) und in einer Ecke (unten) einer Anordnung von neun Behältern

8 Ortsdosisleistungsanalysen verschiedener Behälteranordnungen für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

Um Strahlenschutzaspekte der Lagerung von mittel- und schwachradioaktiven Abfällen (MAW und LAW) an den Standorten der Zwischenlager bewerten zu können, müssen sowohl die Abfälle und Behälter als auch die Konfiguration der Lagerung betrachtet werden. Hier ist es einerseits wichtig, die zum externen Strahlungsfeld beitragenden Inventare zu bestimmen, sowie Abschirmungseffekte der Lagerung zu bewerten.

Zu diesem Zweck wurden zunächst einzelne Behälter verschiedener Typen mit variablen Inventaren untersucht. In /GRS 24a/ wurden bereits Verdampferkonzentrate und Ionenaustauscherharze als Quellen untersucht. Diese wurden durch die Leitnuklide Co-60 und Cs-137 charakterisiert.

Bei der Betrachtung von MAW- und LAW-Inventaren ist eine große Bandbreite an Nukliden und Tochternukliden darzustellen, die zur Aktivität der Gebinde beitragen. Daher wurde hier eine Methode der Parametrisierung von möglichen Kombinationen aus Behälter und Inventar entwickelt. Damit können die langen Rechenzeiten von Monte-Carlo Simulationen verkürzt werden. Durch schnelle Berechnung von vielen Inventaroptionen können genauere Aussagen über die Bandbreite an möglichen Strahlungsfeldern gemacht werden.

Dazu wurde ein Satz an Behältermodellen (siehe Kapitel 8.2) betrachtet. Als radioaktive Quellen kamen, neben den Leitnukliden Co-60 und Cs-137, mehrere Nuklide in Frage. Deren Zerfallsketten und Photonenspektren wurden betrachtet, um ihren individuellen Beitrag zur Ortsdosisleistung zu untersuchen (siehe Kapitel 8.3). Anschließend wurden kleine Gruppierungen von zwei, neun und 27 Behältern untersucht. Die Zweier-Gruppen dienten zur Untersuchung und zum Vergleich verschiedener Techniken zur Modellierung der Geometrien und der Quellen in MCNP®. Anordnungen von neun MOSAIK®-Behältern, die nicht alle radioaktiv beladen waren, wurden betrachtet, um die Auswirkungen der Position der Quelle und der Selbstabschirmung der Behälter zu untersuchen (siehe Kapitel 8.4 und 8.6). Die größere Gruppierung mit 27 Behältern ermöglicht auch die Untersuchung des Skyshine-Effekts (siehe Kapitel 8.5).

8.1 Rechenmethode

Die Gammaspektren, die sich aus den Zerfällen der Nuklide ergeben, werden mit Hilfe von ORIGEN, einem selbständigen Modul der Software SCALE /ORN 23/, aus einer Anfangsaktivität berechnet. Die erzeugten Spektren berücksichtigen die Entwicklung und den anschließenden Zerfall der Tochternuklide.

Die Berechnung der Dosisleistung erfolgt mit der Monte-Carlo-Teilchentransport-Software MCNP®6.2 /WER 18/, die den Transport verschiedener Teilchenarten durch ein Material in einer benutzerdefinierten Geometrie simulieren kann. Die simulierten Kernreaktionen basieren auf Standarddatenbibliotheken gemäß ENDF/B (Evaluated Nuclear Data File) oder JEF (Joint Evaluated Fission and Fusion Nuclear Data Library). Die Dosisleistung wird aus den simulierten Teilchenflüssen mit Hilfe von Dosis-Konversionsfaktoren anhand der in ICRP 116 publizierten Dosiskonversionskoeffizienten für ein menschliches Phantom (DCF) als effektive Dosisleistung berechnet ("antero-posterior" DCF aus /INT 10/).

8.2 LAW/MAW Behältermodelle

8.2.1 Mosaik-Behälter mit Ionenaustauscherharzen

MOSAIK®-Behälter bestehen aus Gusseisen mit Kugelgrafit und können bei Bedarf auf der Innenseite zusätzlich mit bis zu 12 cm mächtigen Blei-Linern zur Ertüchtigung der Abschirmung von Gammastrahlung versehen werden.

Zur Durchführung der Dosisleistungsanalysen wurde ein generisches Modell eines MOSAIK®-Behälters (Typ M II-15 EI) erstellt. Der Behälter ist in Abb. 8.1 und seine charakteristischen Größen sind in Tab. 8.1 dargestellt. Für die Zwecke dieser Studie wurden die simulierten MOSAIK®-Behälter mit Ionenaustauscherharzen als Material der Quelle modelliert /KRÜ 24/.

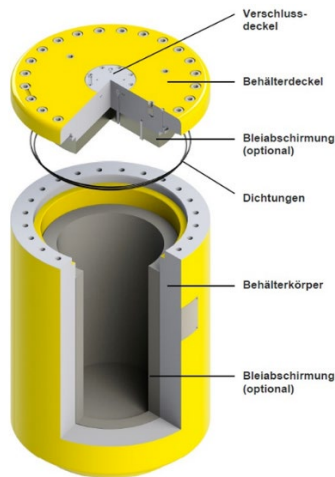


Abb. 8.1 Aufbau eines MOSAIK®-Behälters /GES 19/

Tab. 8.1 Abmessungen für einen MOSAIK®-Behälter vom Typ M II-15 EI /BRE 15/, /GES 19/

Größen	Maße
Innendurchmesser	740 mm
Außendurchmesser	1.060 mm
Innenhöhe	1.140 mm
Außenhöhe	1.500 mm
Bleieinsatz	0 - 120 mm
Wanddicke	160 mm
Nutzvolumen	165 - 490 cm ³

8.2.2 Verlorene Betonabschirmung (VBA-I) mit Verdampferkonzentraten

Die Verlorene Betonabschirmung (VBA) ist ein Betonbehälter der als Bauart Konrad-Typ-I, Konrad-Typ-II und als Sonderbauart (z. B. mit größerem Durchmesser oder abweichender Behälterhöhe) hergestellt wurde. Sie wurde Anfang der 1970er Jahre durch das Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK, mittlerweile KIT) entwickelt, doch mit der Schließung der Betonsteinwerk Boschert GmbH & Co. KG im Jahr 2010 eingestellt. Durch die schnelle und kostengünstige Herstellung, sowie eine hohe Abschirmwirkung und den guten Störfalleigenschaften, kam die VBA in den meisten deutschen kerntechnischen Anlagen zum Einsatz.

Die VBA besteht aus einem Armierungskorb und einer Betonummantelung aus Normal- oder Schwerbeton (siehe Abb. 8.2) und bildet einen Außenbehälter für die Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfallstoffe in 200-l-Fässern. Je nach Typ werden VBA mit oder ohne Deckel vergossen. Laschen zum Transport sind bei allen Typen von VBA zu finden /MEL 15/, /GRS 24a/.

Die hier betrachtete VBA-behälter wurden mit Verdampferkonzentraten als Quelle modelliert. Verdampferkonzentrate (VDK) sind Reststoffe aus der Verdampfung des im Kernkraftwerk eingesetzten Wassers. Diese enthalten die nicht flüchtigen Chemikalien, die zur Einstellung der Wasserchemie verwendet wurden. Die Zusammensetzung der VDK ist abhängig vom Reaktortyp, Hersteller, Brennstofftyp und der Betriebshistorie.

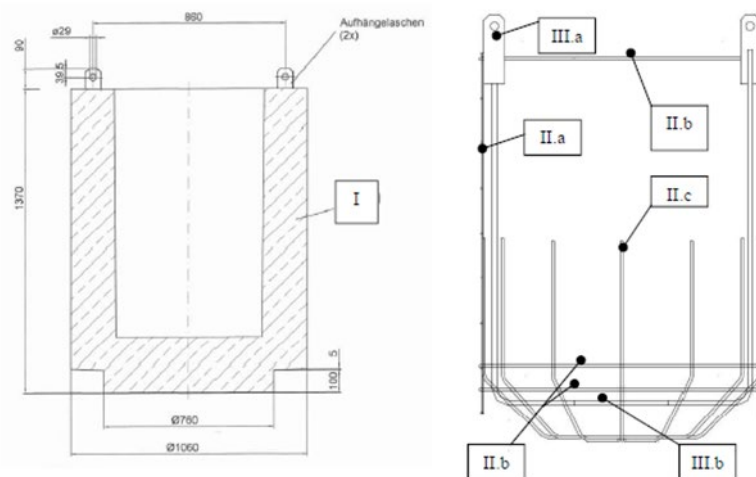


Abb. 8.2 Schematische Darstellung der VBA Typ I, II und III aus /KTE 15/

8.2.3 Konrad-Container Typ IV¹ mit Beton

Die Abmessungen des Modells für den Konrad-Container Typ IV (KC-IV) und eine Abbildung sind nachfolgend gezeigt (siehe Tab. 8.2 und Abb. 8.3). Die Wände des Behälters bestehen aus Stahl. Die Seitenwände haben eine Dicke von 3 mm, der Deckel und der Boden haben eine Dicke von 5 mm. Analog zu den weiteren LAW/MAW-Behältern ist dieses Gebinde als Macrobody in MCNP[®] definiert. Wegen der dünnen Behälterwände sind hier keine Varianzreduktionsmethoden nötig, um statistisch signifikante Ergebnisse zu erzielen.

¹ Der folgende Text über Konrad Container Typ IV wurde aus /TZI 25/ übernommen.

Tab. 8.2 Abmessungen des Konrad-Containers Typ IV /BRE 15/

Größen	Außenmaße
Länge	3000 mm
Breite	1700 mm
Höhe	1450 mm
Bruttovolumen	7,4 m ³

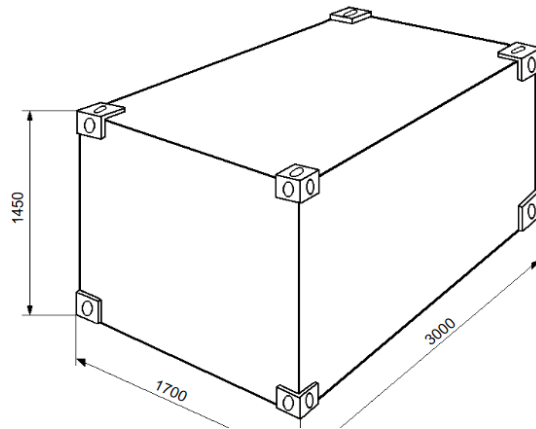


Abb. 8.3 Konrad-Container Typ IV /BFS 15/

8.3 Quellterme: Betrachtungen zu erweiterten Nuklidvektoren

Für die Bestimmung der Strahlungsfelder von MAW/LAW-Gebinden mit komplexen Inventaren ist eine Betrachtung, die über die Leitnuklide hinausgeht, notwendig, um bessere Aussagen zum Strahlenschutz tätigen zu können. Dabei wurden insbesondere zwei Fragestellungen isoliert, für deren Beantwortung eine verallgemeinerte Methode entwickelt und im Folgenden an zwei Behältermodellen getestet wurde:

1. Welche Nuklide, inklusive Zerfallsprodukte, können in LAW/MAW vorkommen?
2. Welche dieser identifizierten Nuklide haben Bedeutung für den Strahlenschutz?

Da sowohl die Intensität des Nuklids als Quelle, als auch die Dosis, proportional zur Aktivität sind, kann durch geeigneten Multiplikationsfaktoren die nuklidspezifische Aktivität jeder Kombination von Nukliden im Inventar von LAW/MAW bestimmt werden. Um die erste Fragestellung zu beantworten, wurde dafür eine erweiterte Liste von Nukliden erstellt. Diese Zusammenstellung erfolgte aus bekannten Inventaren von LAW/MAW, sowie Expertenmeinung und umfasste folgende Nuklide: Ag-108, Am-241, Cm-242, Cm-243, Cm-244, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Fe-55, H-3, I-125, I-129, Kr-85,

Ni-63, Pm-147, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Ra-226, Sr-90, Th-230, Th-232, U-234, U-235, U-236, U-238, Y-90.

Das Rechenprogramm ORIGEN aus dem SCALE Paket wurde zur Berechnung der Zerfallsketten, Aktivitäten und der Zerfallsprodukte genutzt. Dabei wurde für jedes Nuklid eine Aktivität von 1.000 Bq als Anfangsaktivität definiert. Die Aktivität, sowie die Aktivität der Tochternuklide, können damit relativ zur Anfangsaktivität zu jedem Zeitpunkt ausgedrückt werden. Die Abb. 8.4 zeigt die Ergebnisse der ORIGEN Rechnungen zu den Zeitpunkten 1, 10, 20, 30, 40, 50, 60, 70, 80, 90 und 100 Jahre. Eine Zusammenfassung der Nuklide und der zugehörigen Zerfallskette ist in Tab. 8.3 dargestellt.

Um den zweiten Punkt der Fragestellung zu beantworten, können nun die für den Strahlenschutz besonders relevanten Nuklide isoliert werden. Als für den Strahlenschutz besonders relevant, wurden Gammaemitter mit Energien über 0,5 MeV definiert.

Dazu wurden die Zerfallssimulationen analysiert und die produzierten Quellterme betrachtet. Von allen Anfangsnukliden wurden Nuklide ohne Photonenemissionen innerhalb der ersten 100 Jahre Zerfallszeit in der Zerfallskette ausgeschlossen. Dies sind Cm-242, Cm-243, Fe-55, H-3, Ni-63, wie in Tab. 8.3 zusammengefasst. Nach einem weiteren Ausschlussverfahren der niedrigenergetischen Photonenemissionen (siehe Tab. 8.3), wurden die Nuklide Ag-108m, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Kr-85, U-235, Th-232, U-238, Th-230 und Ra-226 als besonders relevant identifiziert.

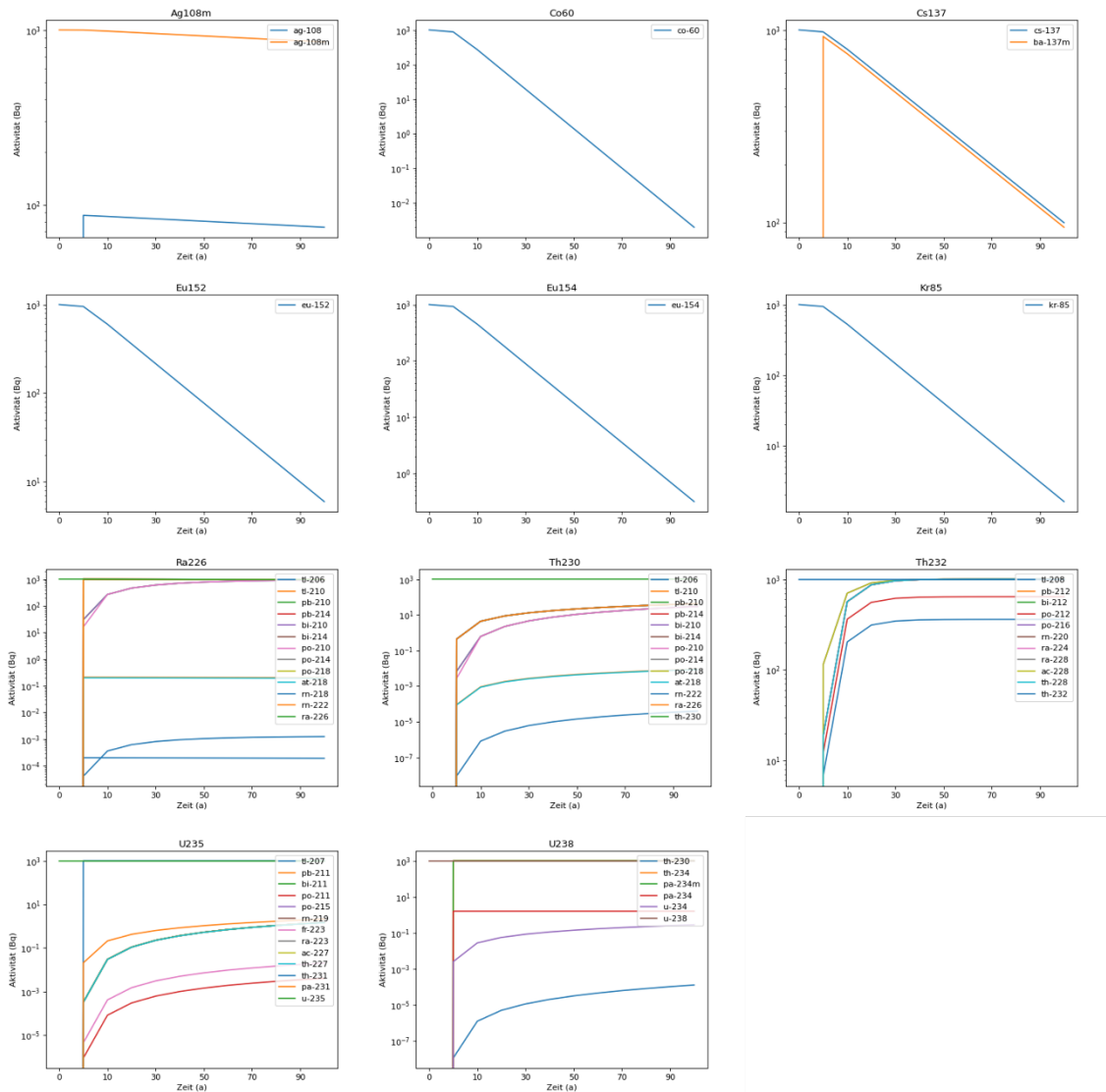


Abb. 8.4 Zerfall von Ag-108m, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Kr-85, Ra-226, Th-230, Th-232, U-235, U-238 und deren Tochternuklide

Die Gammaspektren von Co-60 und Sr-90 als überlagerte Histogramme über 100 Jahre sind in Abb. 8.5 dargestellt. Im Gegensatz zu Co-60 emittiert Sr-90 nur niederenergetische Photonen ($E < 0,5$ MeV) und wurde daher bei der Berechnung der Dosisleistung nicht berücksichtigt.

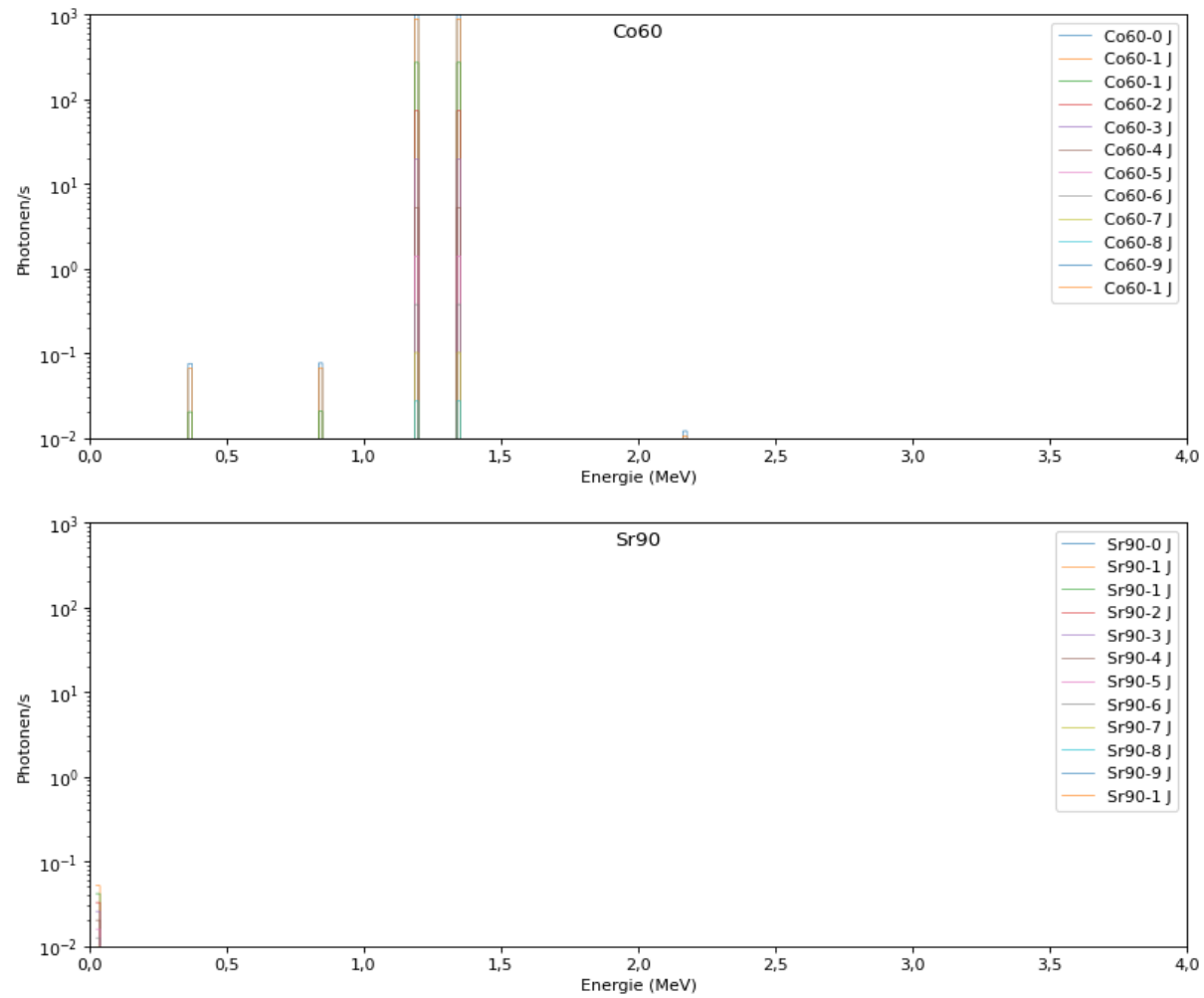


Abb. 8.5 Gammaspektren von Co-60 (oben) und Sr-90 (unten) über 100 Jahre

Tab. 8.3 Darstellung des Auswahlverfahrens für Quernelnuklide

Zerfallsprodukte (100 Jahre)	Nuklide	Gamma-Emitter > 0,5 MeV	Gamma-Emitter
Ag-108	Ag-108	x	x
Np-237, U-237, Pa-233	Am-241		x
Pu-238, U-234	Cm-242		
Am-243, Pu-239, Np-237	Cm-243		
Pu-240	Cm-244		x
	Co-60	x	x
Ba-137m	Cs-137	x	x
	Eu-152	x	x
	Eu-154	x	x
	Fe-55		
	H-3		
	I-125		x
	I-129		x
	Kr-85	x	x
	Ni-63		
	Pm-147		x
U-235, Th-231	Pu-239		x
	Pu-240		x
Am-241	Pu-241		x
Rn-222, Rn-218, At-218, Po-218, Po-214, Po-210, Bi-214, Bi-210, Pb-214, Pb-210, Tl-210, Tl-206	Ra-226	x	x
Y-90	Sr-90		x
Ra-226	Th-230	x	x
Th-228, Ac-228, Ra-228, Ra-224, Rn-220, Po-220, Po-216, Bi-212, Pb-212, Tl-208	Th-232	x	x
Th-230	U-234		x
Pa-231, Th-231, Th-227, Ac-227, Ra-223, Fr-223, Rn-219, Po-211, Bi-211, Pb-211, Tl-207	U-235	x	x
	U-236		x
Th-230, Th-234, Pa-234m, Pa-234, U-234	U-238	x	x
	Y-90		

8.3.1 Inventarabhängige Strahlungsbelastung

Diese Parametrisierung des Inventars wurde beispielhaft an zwei Anwendungen, einer VBA und einem KC-IV, getestet. Jedes Nuklid aus der Liste Ag-108m, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Kr-85, U-235, Th-232, U-238, Th-230 und Ra-226 wurde in der jeweiligen Geometrie als einziges Inventar berechnet. Dadurch kann der Anteil eines Nuklids und seiner Zerfallskette an der gesamten externen Dosis berechnet werden. Für die 22 Kombinationen von Geometrien und Nukliden, wurden die Dosisleistungen zu den Zeitpunkten 0, 10, 40, 70 und 100 Jahre in MCNP®6.2 simuliert. Die Quellintensität, entsprechend einer Aktivität von 1.000 Bq, ist in Tab. 8.4 zusammengefasst.

Tab. 8.4 Gamma-Quellintensität für die Berechnung der Dosisleistung (Photonen/s)

Nuklid	0 a	10 a	40 a	70 a	100 a
Ag-108m	3,44E+03	3,39E+03	3,23E+03	3,08E+03	2,94E+03
Co-60	2,00E+03	5,36E+02	1,04E+01	2,01E-01	3,88E-03
Cs-137	5,80E-03	7,31E+02	3,66E+02	1,83E+02	9,18E+01
Eu-152	2,34E+03	1,40E+03	3,02E+02	6,50E+01	1,40E+01
Eu-154	1,91E+03	8,52E+02	7,59E+01	6,76E+00	6,03E-01
Kr-85	4,36E+00	2,29E+00	3,31E-01	4,79E-02	6,92E-03
Ra-226	4,49E+01	2,41E+03	2,51E+03	2,52E+03	2,51E+03
Th-230	8,09E+01	9,12E+01	1,23E+02	1,56E+02	1,89E+02
Th-232	8,28E+01	2,48E+03	3,89E+03	3,93E+03	3,93E+03
U-235	1,24E+03	2,08E+03	2,08E+03	2,08E+03	2,08E+03
U-238	8,04E+01	2,58E+02	2,58E+02	2,58E+02	2,58E+02

Für die Bestimmung der Dosisleistung befinden sich Tallies im Abstand von 0,1 und 2 m in radialer und axialer Richtung für die VBA und in x, y und z Richtung für den KC-IV. Alle Rechnungen wurden mit Bremsstrahlung ausgeführt.

Im Folgenden wird die Parametrisierung der Quelle und die daraus geschlossenen Konsequenzen für die Definition des Inventars von LAW/MAW anhand von zwei Beispielen demonstriert. Diese Herangehensweise ist außerdem hilfreich für eine schnelle Einschätzung der Dosisleistung eines Gebindes mithilfe von Skalierung auf Intensität und Interpolation der Distanz und der Abklingzeit.

Für eine detaillierte Betrachtung von nuklidspezifischen Effekten auf die Dosisleistung, werden zwei Perspektiven gewählt – die Zeitachse und die Distanz. Im ersten Fall steht

die zeitliche Entwicklung der Dosisleistung jedes Nuklids in einer bestimmten Konfiguration im Fokus. Diese wird maßgeblich von der Halbwertszeit sowie den Tochternukliden beeinflusst und gibt Auskunft über relevante Nuklide, die auch nach längeren Zeiträumen noch von strahlenschutztechnischer Relevanz sein könnten. Im zweiten Fall steht die räumliche Entwicklung der Dosisleistung jedes Nuklids in einer bestimmten Konfiguration im Fokus. Diese wird maßgeblich von der Strahlenenergie des Nuklids inklusive seiner Töchter beeinflusst und gibt Auskunft über relevante Nuklide, die auch in größeren Abständen noch von strahlenschutztechnischer Relevanz sein können. Als Rahmen für die Beurteilung der Relevanz wird in beiden Fällen ein Band von zwei Größenordnungen der Dosisleistung pro 1.000 Bq Anfangsaktivität gewählt.

8.3.2 Beispiel VBA

Hier wurde die Dosisleistung der untersuchten Nuklide pro 1.000 Bq in einer VBA aus Normalbeton berechnet. Der Inhalt des in der VBA gelagerten Fasses besteht aus Verdampferkonzentraten. Die separate Berechnung der Dosisleistung für jedes Nuklid inklusive seiner Zerfallsprodukte macht es möglich, die relative Relevanz jedes Nuklides über die Zeit zu bestimmen. Dies ist besonders relevant, wenn repräsentative Quellterme erstellt werden sollen.

Die Abb. 8.6 zeigt die Dosisleistung in $\mu\text{Sv/h}/10^3 \text{ Bq}$ Aktivität für die Nuklide Ag-108m, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Kr-85, Ra-226, Th-230, Th-232, U-235, U-238. Die Dosisleistung wurde in 1 m Abstand in der x-Richtung berechnet. Um den Effekt von Tochternukliden nicht zu vernachlässigen, wurde die Dosisleistung ab zehn Jahren Zerfall betrachtet, so dass sich die relevanten Gleichgewichte eingestellt haben.

Die Dosisleistung von Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154 und Kr-85 fällt über die betrachteten 100 Jahre, während sie im Fall von Ag-108m, Ra-226, U-235, U-238 relativ konstant bleibt. Im Fall von Th-230 und Th-232 steigt die Dosisleistung mit der Produktion der Zerfallsprodukte. Bei Gebinden, welche diese Nuklide enthalten, kann folgendermaßen davon ausgegangen werden, dass die Bedingungen ihrer Lagerung über einen längeren Zeitraum an die erhöhte Dosisleistung angepasst werden muss. Dies ist besonders relevant für Th-232, dessen Dosisleistung/Bq ungefähr zwei Größenordnungen über der von Th-230 liegt.

Anhand dieser Betrachtungen können die Nuklide ausgewählt werden, deren Dosisleistung sich auch über längere Zeiträume innerhalb von zwei Größenordnungen pro 1.000 Bq bewegt. Für 100 Jahre sind das in dieser Abschirmkonfiguration Ag-108m, Cs-137, Ra-226, Th-230 und Th-232.

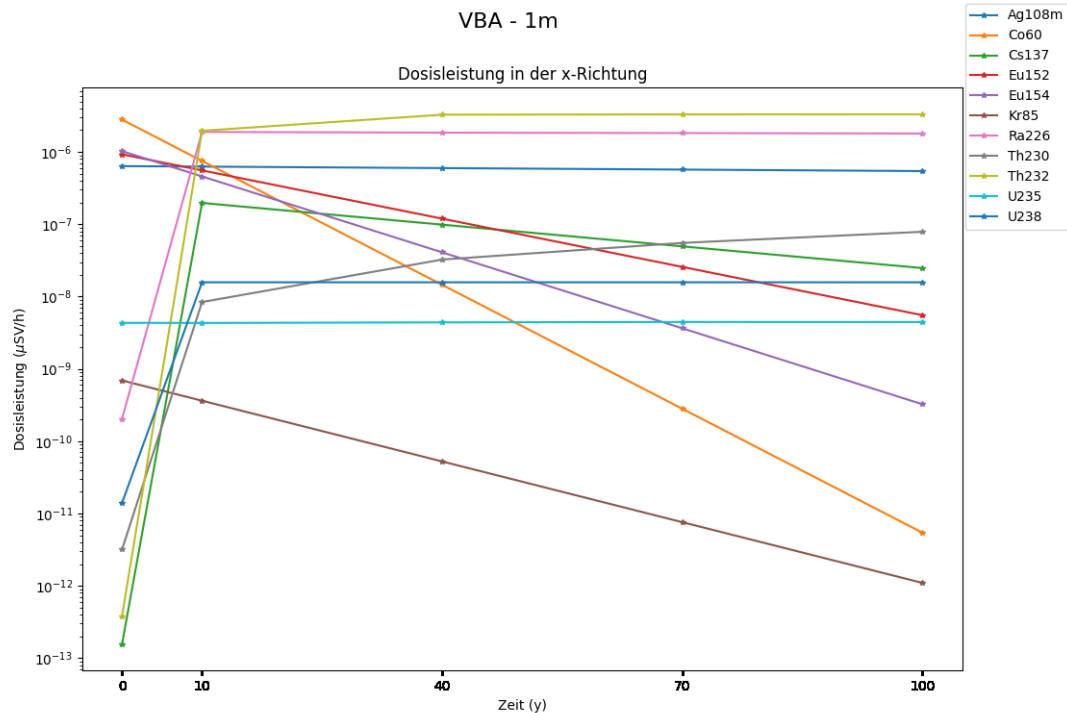


Abb. 8.6 Dosisleistung von verschiedenen Inventaren in einem Fass mit VBA – in 1 m Abstand - über die Zerfallszeit von 100 Jahren

Die Abb. 8.7 stellt die Abnahme der Dosisleistung einer zehn Jahre gelagerten VBA von der Oberfläche bis zu 2 m Abstand dar. Die hier ausgewählten Nuklide, deren Dosisleistung sich auch im Abstand von 2 m innerhalb von zwei Größenordnungen pro 1.000 Bq bewegt, sind in dieser Abschirmkonfiguration Ag-108m, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Ra-226 und Th-232.

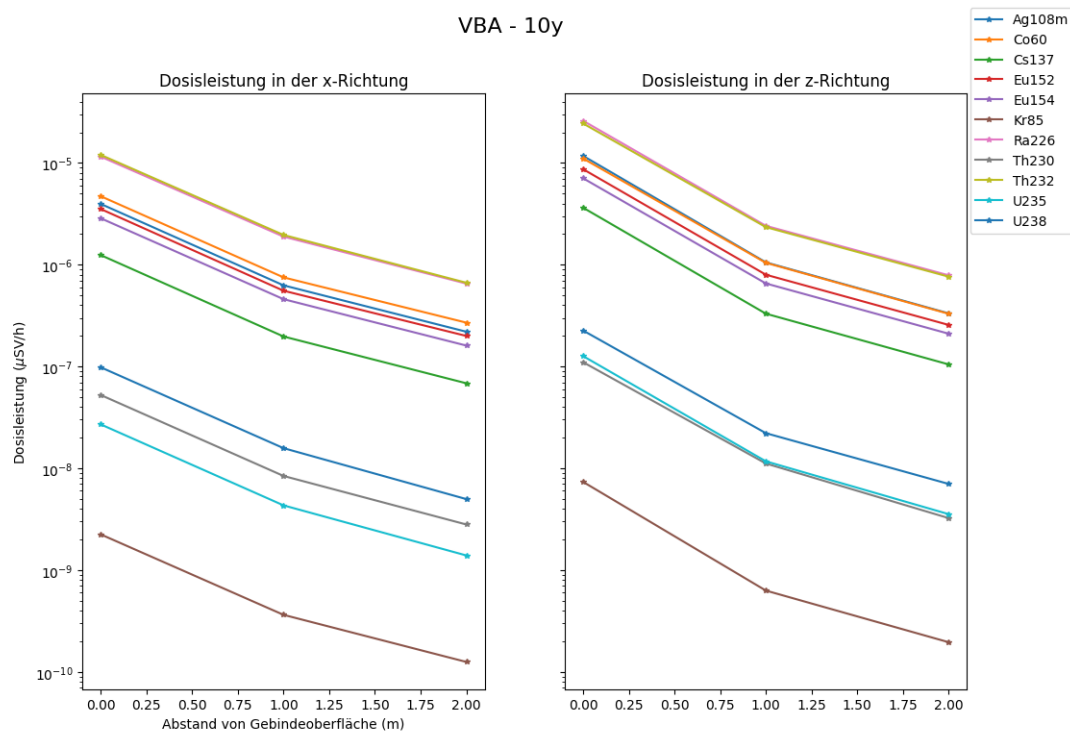


Abb. 8.7 Dosisleistung von verschiedenen Inventaren in einem Fass mit VBA nach einer Zerfallszeit von 10 Jahren bei 0, 100 und 200 cm Abstand von der Oberfläche

8.3.3 Beispiel Konrad-Container Typ IV

Hier wurde die Dosisleistung der untersuchten Nuklide pro 1.000 Bq in einem Konrad-Container Typ IV (KC-IV) berechnet. Der Inhalt des KC-IV besteht aus betonierten Abfällen, die vereinfacht als Beton dargestellt werden. Auch hier wird die Dosisleistung für jedes Nuklid inklusive seiner Zerfallsprodukte separat berechnet, um die relative Relevanz jedes Nuklides über die Zeit zu bestimmen.

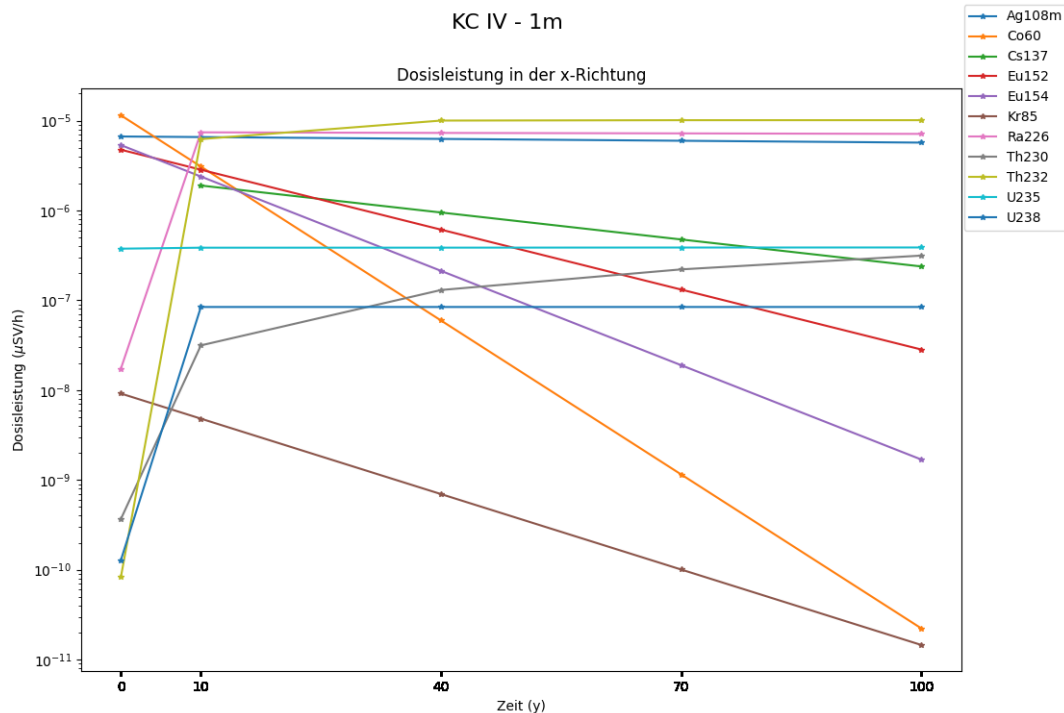


Abb. 8.8 Dosisleistung von verschiedenen Inventaren in einem KC-IV Behälter - in 1 m Abstand - über die Abklingzeit von 100 Jahren

Ähnlich wie in Abb. 8.6, zeigt Abb. 8.8 die Dosisleistung in $\mu\text{Sv/h}/10^3 \text{ Bq}$ Aktivität für die Nuklide Ag-108m, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Kr-85, Ra-226, Th-230, Th-232, U-235, U-238. Die Dosisleistung wurde im Abstand von 1 m in der x-Richtung berechnet. Wie erwartet, sind die Beobachtungen zu der zeitlichen Entwicklung der Nuklide im Gebinde ähnlich zu den im Beispiel der VBA ausgeführt. Die Dosisleistung von Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154 und Kr-85 fällt über die betrachteten 100 Jahre, während sie im Fall von Ag-108m, Ra-226, U-235, U-238 relativ konstant bleibt und im Fall von Th-230 und Th-232 steigt. Eine signifikante energieabhängige Änderung der – positiven oder negativen – Steigung dieser Zeitentwicklungen ist nicht sichtbar.

Anhand dieser Betrachtungen können auch hier die Nuklide ausgewählt werden, deren Dosisleistung sich auch über längere Zeiträume innerhalb von zwei Größenordnungen pro 1.000 Bq bewegt. Für 100 Jahre sind das in dieser Abschirmkonfiguration Ag-108m, Cs-137, Ra-226, Th-230, Th-232 und U-235.

Die Abb. 8.9 stellt die Abnahme der Dosisleistung eines zehn Jahre gelagerten KC-IV von der Oberfläche bis zu 2 m Abstand dar. Die hier ausgewählten Nuklide, deren Dosisleistung sich auch im Abstand von 2 m innerhalb von zwei Größenordnungen pro

1.000 Bq bewegt, sind in dieser Abschirmkonfiguration Ag-108m, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Ra-226, Th-232 und U-235.

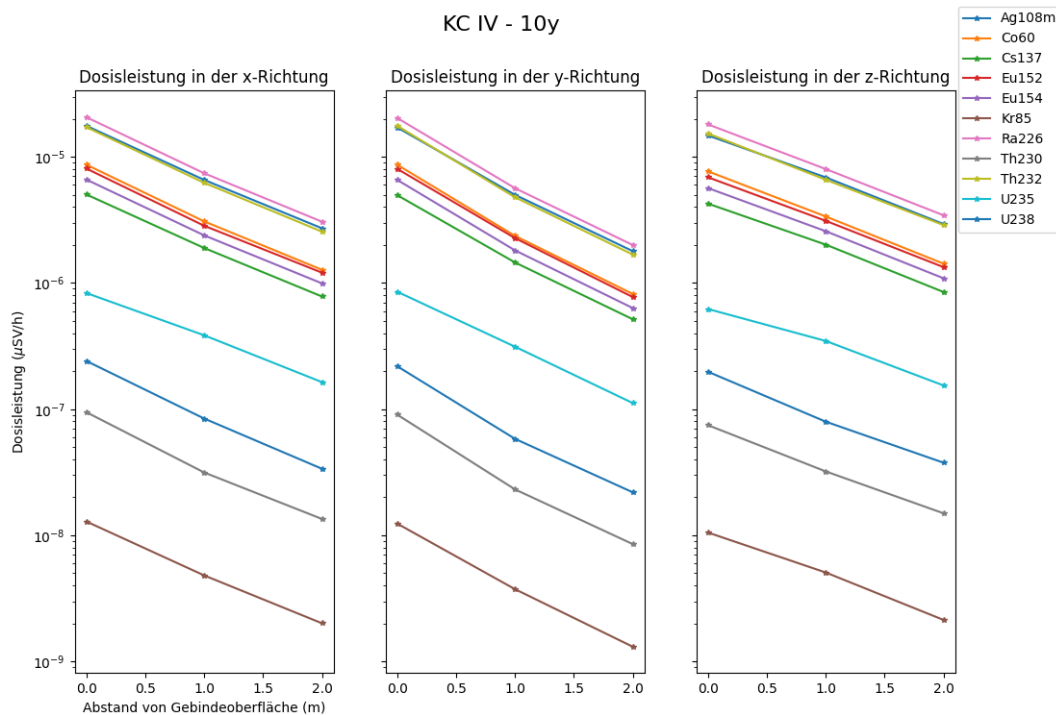


Abb. 8.9 Dosisleistung von verschiedenen Inventaren in einem KC-IV nach einer Abklingzeit von 10 Jahren in 0, 100 und 200 cm Abstand von der Oberfläche

8.4 Lageranordnungen

8.4.1 Methoden zur Umsetzung von wiederholten Geometrien in MCNP®

Die Grundlage für die Modellierung von Lageranordnungen ist die Definition einer möglichst effizienten Simulation. MCNP®6.2 stellt zum Zweck der modular wiederholten Geometrie einige Methoden zur Verfügung, die im Folgenden anhand eines Beispiels von zwei Konrad-Containern vom Typ IV getestet, verglichen und bewertet werden. Die Effizienz der Simulation wird nach mehreren Gesichtspunkten bewertet. Die Rechenzeit, um die Simulation abzuschließen, ist das primäre Kriterium, aber auch Skalierbarkeit ist hier relevant. Größere Lager können mehrere hundert MAW- und LAW-Gebinde enthalten, daher ist die Übersichtlichkeit und Machbarkeit der Umsetzung auch von großer Wichtigkeit.

Die ersten drei getesteten Methoden, wiederholte Geometrien umzusetzen, sind die explizierte Modellierung – der Basisfall – und zwei Methoden der kompakteren Darstellung.

In diesen Methoden wird jedes Mal der gesamte Strahlentransport von Quelle bis zu Tally simuliert. Die letzte Methode, basiert auf einer Trennung des Strahlungstransport von der Quelle zur Oberfläche und von der Oberfläche des Behälters in den weiteren Raum.

8.4.1.1 Explizierte Modellierung

Die explizierte Modellierung von zwei nebeneinanderstehenden KC-IV ist der Basisfall, mit dem alle anderen Methoden verglichen werden. Hierbei stehen die zwei Container mit Beton (Dichte 2 g/cm^3) verfüllt, mit einem Abstand von 1 cm auf der x-Achse, mit der langen Seite aneinander, wie in Abb. 8.10 dargestellt. Die Quelle ist Co-60, isotrop auf den Inhalt der Container verteilt.

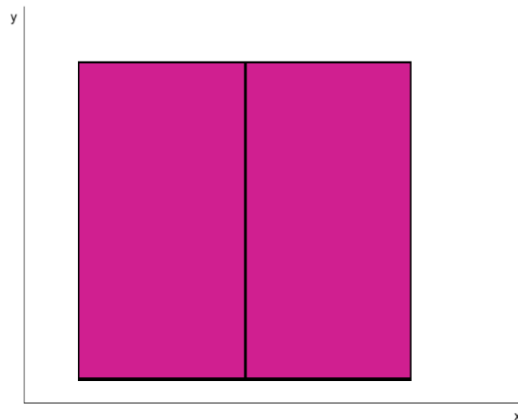


Abb. 8.10 Zwei nebeneinanderstehende Konrad-Container Typ IV, die in der Studie mit verschiedenen Techniken in MCNP® definiert wurden

Für den Vergleich zwischen verschiedenen Methoden befinden sich die Tallies zur Bestimmung der Dosisleistung auf der Achse, die zwischen den beiden Containern verläuft, jeweils im Abstand von 0,5 cm von der jeweiligen Behälteroberfläche, und nach außen hin im Abstand von 2 cm, 1 m und 2 m. Alle Rechnungen wurden mit Bremsstrahlung ausgeführt. Für die Berechnung der Dosisleistung wird mit einer Quellintensität von 3.997 Photonen/s skaliert, was einer Aktivität von 2.000 Bq entspricht. Die folgenden Methoden werden mit der gleichen Skalierung ausgewertet.

Die Dosisleistung an den drei betrachteten Abständen ist in Tab. 8.5 zusammengefasst. Die Rechenzeit für dieses Modell beträgt mit $1\text{E}+09$ Teilchen 350 min. Dabei werden außerdem alle von MCNP® ausgeführten statistischen Checks bestanden. Für zwei Con-

tainer realistisch, ist dieses Modell allerdings schwierig auf mehrere Container skalierbar.

Tab. 8.5 Dosisleistung und Fehler des Basisfalls

Abstand (cm)	Dosisleistung (μSv)	Relativer Fehler
2	2,9E-05	0,01
100	1,2E-05	0,009
200	5,1E-06	0,007

8.4.1.2 Zelltransformation mittels „trcl“

Zelltransformationen mittels TRCL ist eine spezielle Form der Koordinatentransformationen in MCNP®. Transformationen im Allgemeinen werden zur Vereinfachung der geometrischen Beschreibung von Oberflächen verwendet. Koordinatentransformationen werden außerdem auch verwendet, um das Koordinatensystem zu verschieben (z. B. bei der Benutzung einer SSR-Karte) oder um Universen innerhalb von Containerzellen zu positionieren. Periodische Randflächen können keine Oberflächentransformationen aufweisen. Um eine Transformation zu verwenden, wird ein Hilfskoordinatensystem gewählt, eine Transformationsnummer n auf der Oberflächenkarte angegeben und die Transformation auf der TR n -Karte spezifiziert /WER 18/.

Zelltransformationen werden in zwei Formaten auf eine Zelle angewendet, die entweder als Nummer einer TR n -Karte interpretiert wird oder über die Eingabe der eigentlichen Transformation auf der Zellenkarte. Der Nutzen des TRCL-Parameters ist bei der Anwendung auf wiederholte Strukturen besonders groß. Wenn im Modell mehrere Zellen identischer Größe und Form vorkommen, können die der Zelle entsprechenden Oberflächen einmal beschrieben werden und anschließend über das Schlüsselwort TRCL an verschiedenen Positionen und Ausrichtungen zu positioniert werden. Dies gilt auch, wenn diese Zellen mit einem Universum gefüllt sind.

Für die Implementierung dieser Methode wird ein KC-IV aus dem Basisfall mit umgebendem Universum definiert. Der zweite Behälter wird über eine „Kopie“ und Translation dieses Universums durch die TRCL gesetzt. Die Dosisleistung an den drei betrachteten Abständen ist genau gleich zu dem Basisfall. Die Rechenzeit für dieses Modell, beträgt mit 10^9 Teilchen 385 min. Es ergibt sich folglich eine etwas höhere Rechenzeit als bei der vorherig beschriebenen Methode. Dabei werden außerdem alle von MCNP®6 ausgeführten statistischen Checks bestanden. Diese Methode ist im Rahmen von übersicht-

lichen Lageranordnungen skalierbar. Bei der Translation jeder Kopie müssen jeweils die passenden Distanzen angegeben werden, was bei großen Mengen von Behältern fehleranfällig ist.

8.4.1.3 Repeated Structures with Lattice

Die MCNP-Funktion „repeated structures“ (wiederholte Strukturen) erlaubt es dem Benutzer, Zellen und Oberflächen einer Struktur nur einmal zu beschreiben und dann in einem Gitter zu wiederholen. Die Funktion für wiederholte Strukturen reduziert den Eingabe- und Speicherbedarf, allerdings nicht die Rechenzeit. Die Funktion für wiederholte Strukturen erweitert das Konzept einer MCNP®6-Zelle. Über vier Eingabekarten (Universum (U); Füllung (FILL); Gitter (LAT); und für stochastische Geometrien URAN) können die Merkmale wiederholter Strukturen einer Geometrie definiert werden. Zelltransformation mittels TRCL und die Konstruktion „LIKE n BUT“ bieten die Möglichkeit mehrere Zellen mit ähnlichen Attributen zu erstellen. Gitter in MCNP® 6 können hexahedral oder oktahedral sein /WER 18/.

Für die Implementierung dieser Methode wird ein Gitter mit zwei Zellen definiert. Außerdem wird der KC-IV aus dem Basisfall in einem eigenen Universum definiert. Die Zellen des Gitters können daraufhin mit dem Universum des KC-IV gefüllt werden. Die Dosisleistung an den drei betrachteten Abständen ist genau gleich zu dem Basisfall. Die Rechenzeit für dieses Modell beträgt mit $1\text{E}+09$ Teilchen 452 min. Es ergibt sich folglich eine höhere Rechenzeit als bei den zwei vorherig beschriebenen Methoden. Dabei werden außerdem alle von MCNP®6 ausgeführten statistischen Checks bestanden. Diese Methode ist problemlos skalierbar. Dadurch, dass ein gleichmäßiges Gitter befüllt wird, können Fehler bei Zelltransformationen umgangen werden.

8.4.1.4 Oberflächen Quellen übernehmen mittels SSW/SSR

Die letzte betrachtete Methode für die Modellierung von wiederholten Strukturen zur Simulation von Lageranordnungen, ist Surface Source Write (SSW) und Surface Source Read (SSR). Diese Methode benötigt zwei separate Rechnungen. In der ersten wird SSW genutzt, um eine WSSA-Datei zu erzeugen. In der zweiten Rechnung wird diese Datei mittels SSR gelesen und eingesetzt.

Die SSW-Karte dient zum Schreiben einer Oberflächenquelldatei für eine nachfolgende MCNP®6-Berechnung. Während der Ausführung werden die Oberflächenquellinforma-

tionen in die Scratch-Datei WXXA geschrieben, welche nach dem Abschluss der Rechnung von der Oberflächenquelldatei WSSA ersetzt wird. Der Default dieser Karte ist die Aufzeichnung jedes Tracks, der die Oberfläche in der Richtung des angegebenen Vorzeichens kreuzt. Die Angabe einer Liste mit einem oder mehreren Zellennamen ermöglicht es, einen Track nur aufzuzeichnen, wenn das Teilchen die Oberfläche in der richtigen Richtung kreuzt und entweder in eine Zelle der Liste eintritt, deren Eintrag positiv ist, oder eine Zelle der Liste verlässt, deren Eintrag negativ ist.

Die SSR-Karte dient zum Lesen einer Oberflächenquelldatei, die in einer vorhergehenden MCNP®6-Berechnung mit der SSW-Karte erstellt wurde. Grundsätzlich bleibt die korrekte Normalisierung erhalten, da die Anzahl der in der Ausgabedatei einer SSR-Berechnung aufgezeichneten Partikelhistorien der Anzahl entspricht, die in die WSSA-Datei geschrieben wurde. Es ist jedoch möglich den Wert der Partikelhistorie auf der NPS-Karte zu erniedrigen oder zu erhöhen. Im ersten Fall (kleinere Anzahl von Partikelhistorien) wird ein entsprechendes Verhältnis von Tracks verworfen; sonst wird eine entsprechende Duplizierung von Spuren getätigt, wobei auf die richtige Gewichtung von Teilchen, vor allem in Kombination mit Varianzreduktionstechniken geachtet werden muss.

Die Spalten für Gewichtserzeugung und -verlust für alle Partikel werden anhand der Anzahl der im Problem ausgeführten Historien normalisiert. Für das allgemeine SSR-Problem werden einem oder mehreren Partikeltypen Quellengewichte zugewiesen. Die durchschnittlichen Energien in einer Partikelübersichtstabelle werden in der folgenden Reihenfolge ermittelt: 1) wenn Quellpartikel aus der RSSA-Datei gelesen werden, werden die durchschnittlichen Energien durch Normalisierung mit dem Startquellgewicht bestimmt; andernfalls 2) wird der erste Partikeltyp mit Quellgewicht zur Ermittlung der durchschnittlichen Energien der Übersichtstabelle verwendet, wobei Neutronen (wie in diesem Beispiel) die höchste Priorität haben, gefolgt von Photonen, Elektronen usw.

Für die Implementierung dieser Methode wird der KC-IV aus dem Basisfall in der ersten Rechnung simuliert und alle Photonen, die aus dem Mantel austreten, in eine RSSA-Datei geschrieben. Die beiden nebeneinanderstehenden KC-IV werden expliziert definiert und jeweils mit der Oberflächenquelle der vorhergehenden Simulation belegt. Die Rechenzeit für dieses Modell beträgt 34,4 min mit $1\text{E}+08$ Teilchen für die erste Rechnung und 13,9 min mit 10^9 Teilchen für die zweite Rechnung dieser Methode. In beiden Fällen werden zwei von zehn der statistischen Checks von MCNP®6 nicht bestanden.

Diese Methode ist die effizienteste in Bezug auf die Rechenzeit. Die Dosisleistung an den drei betrachteten Abständen ist in Tab. 8.6 zusammengefasst. Die hier berechnete Dosisleistung befindet sich innerhalb einer Abweichung von maximal 4 % gegenüber den vorherigen Methoden. Der relative Fehler ist deutlich höher, mit maximal 4 % aber noch akzeptabel. Eine Erhöhung der Teilchenzahl für die Simulation wäre anhand der kurzen Rechenzeit für $1\text{E}+08$ Teilchen denkbar.

Tab. 8.6 Dosisleistung und Fehler der SSW/SSR Methode

Abstand (cm)	Dosisleistung (μSv)	Relativer Fehler
2	2,7E-05	0,04
100	1,2E-05	0,03
200	5,1E-06	0,02

8.5 Skyshine

Skyshine wird als der Anteil der am Boden ankommenden Strahlung definiert, der über eine unabgeschirmte Decke nach Streuung an der Atmosphäre den Boden erreicht. Dieser Effekt, der sowohl für Photonen wie Neutronenstrahlung zutrifft, wurde früh erkannt. Analytische Modelle, um Skyshine von Beschleunigern zu berechnen, wurden schon in den 70er Jahren im NCRP Report Nr. 51 festgehalten. Doch auch in der Entwicklung von Abfalllagern für LAW und MAW wird Skyshine regelmäßig thematisiert /ARN 03/.

Um den Skyshine Effekt zu betrachten, wurden für drei verschiedene Abschirmungs-Szenarien der 3x3x3-KC-IV Lageranordnung Berechnungen durchgeführt. Folgende Fälle wurden modelliert:

- Die unabgeschirmte Lageranordnung
- Die Lageranordnung hinter einer 100 cm breiten Wand, um den Anteil der direkten Bestrahlung zu minimieren.
- Die Lageranordnung, die von einer 100 cm breiten Wand und einer Decke mit 100 cm Höhe eingeschränkt wird. Dies ist schematisch dargestellt in Abb. 8.11.

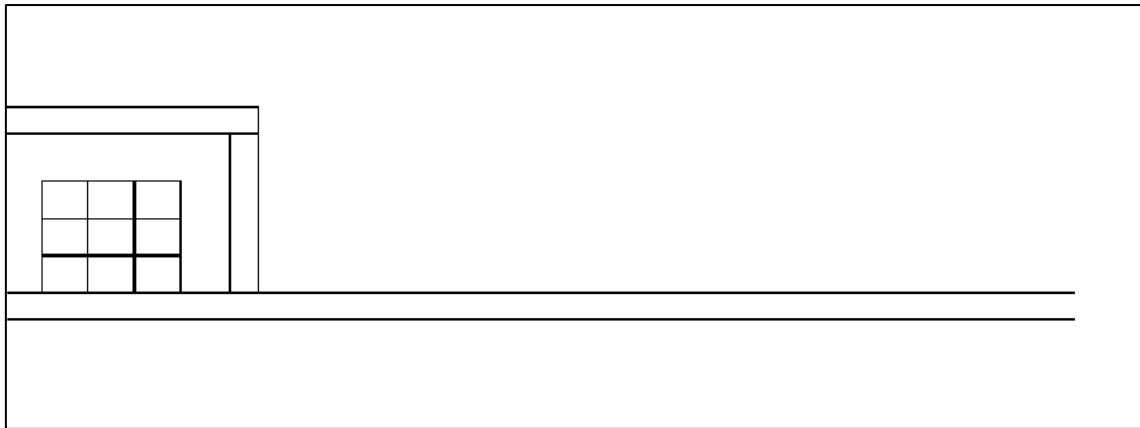


Abb. 8.11 3x3x3 Lageranordnung von Konrad-Containern Typ IV auf einem Boden, abgeschirmt von einer Wand und einer Decke

Die Berechnung der Dosisleistung und die Darstellung als dreidimensionales Strahlungsfeld wird mit MESH-Tallies implementiert. Zusätzlich stehen drei Punkttallies im Abstand von 1, 2 und 10 m von der Wandoberfläche und auf einer Höhe von 1 m zur Verfügung. Alle Rechnungen wurden mit Bremsstrahlung ausgeführt. Die Berechnung der Dosisleistung wird mit einer Quellintensität von 53.960 Photonen/s skaliert, was einer Aktivität von 27.000 Bq entspricht. Für die Berechnung der effektiven Dosis durch Skyshine können energieabhängige DCFs für Immersion in einer 2π Geometrie, wie in FGR13, definiert werden /EPA 99/. Da hier allerdings der Anteil der direkten Bestrahlung nicht vollständig abgeschirmt wird, sowie zum besseren Vergleich mit vorhergehenden Rechnungen, wird die Dosisleistung als eine effektive Dosis in der antero-posterior Geometrie anhand der in ICRP 116 publizierten Dosiskonversionskoeffizienten berechnet, mit dem Verständnis, dass dies ein konservativer Ansatz für Photonen ist.

Die Dosisleistung an den drei betrachteten Abständen ist in Tab. 8.7 zusammengefasst. Die Rechenzeit für dieses Modelle, mit Wand sowie mit Wand und Decke, beträgt mit $2E+10$ Teilchen, 62.817 und 65.184 min respektive.

In Abb. 8.13 ist der relative Fehler der Simulation von Decke und Wand (letzter Fall aus Abb. 8.12) zu sehen. Im ersten Fall ist keine Abschirmung der Lageranordnung simuliert und entsprechend ist die Dosisverteilung nur von dem Abstand zur Quelle abhängig. In den beiden folgenden Fällen – nur Wand und Wand mit Decke – ist der Skyshine Effekt zu beobachten. Vor allem im dritten Fall ist die Dosisleistung direkt hinter der Wand deutlich kleiner als im Abstand von 2 m und somit allein auf die Streuung an der Luft

über dem Gebäude zurückzuführen. Die Dosisleistung an den drei Punktdetektoren ist in Tab. 8.7 dargestellt.

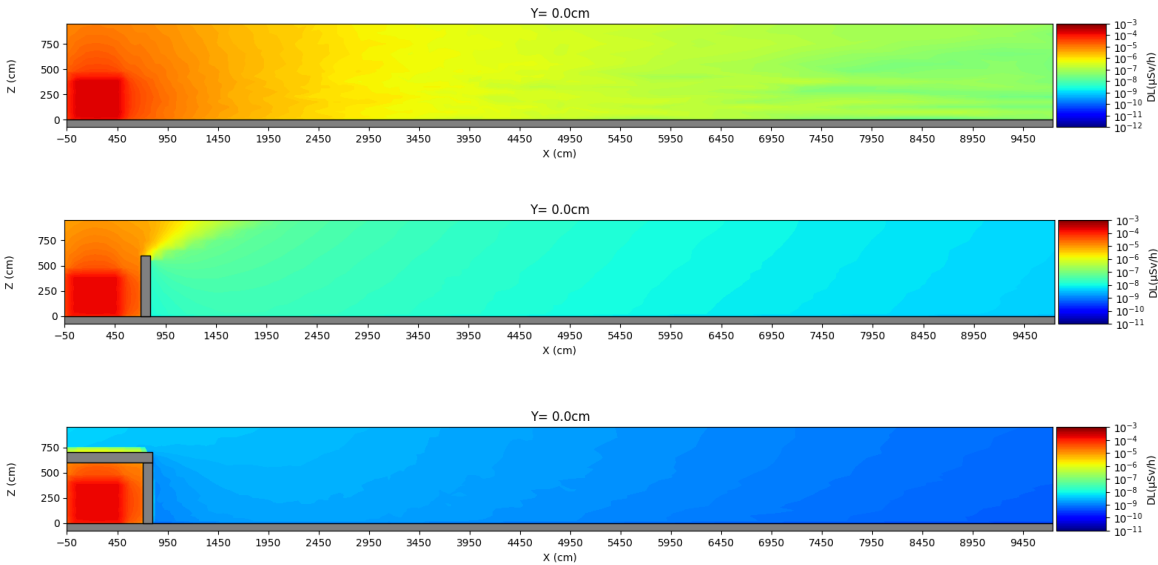


Abb. 8.12 Dosisleistung einer Lageranordnung von 27 KC-IV, ohne Abschirmung (oben), hinter einer Wand (Mitte) und mit einem Dach (unten)

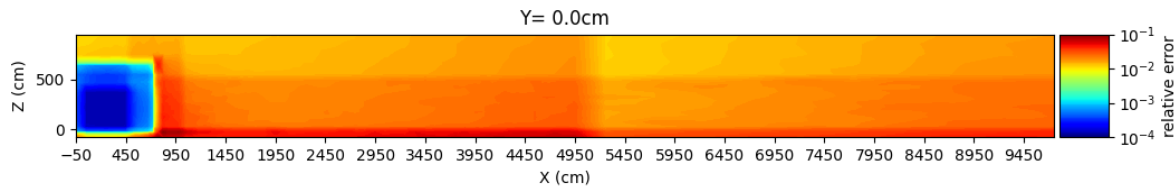


Abb. 8.13 Relativer Fehler der Dosisleistung einer Lageranordnung von 27 KC-IV in einem vollständigen Gebäude

Tab. 8.7 Dosisleistung und Fehler der 3x3x3 KC-IV Lageranordnung in verschiedenen Skyshine Konfigurationen

Geometrie	Abstand (m)	Dosisleistung (μSv)	Relativer Fehler
Mit Wand	1	1,63E-08	0,0015
	2	1,91E-08	0,0013
	10	2,61E-08	0,0011
Mit Wand und Decke	1	1,16E-09	0,012
	2	1,26E-09	0,0054
	10	1,88E-09	0,0034

8.6 Selbstabschirmung

Bei der Betrachtung von größeren Lageranordnungen stellt sich außerdem die Frage der Selbstabschirmung der Anordnung. Da die Behälter für diesen Zweck konstruiert sind, gilt es die Absorption von Strahlung der inneren Behälter durch die äußeren zu quantifizieren. Dies wurde beispielhaft anhand einer Anordnung von neun MOSAIK-Behältern, gefüllt mit Ionenaustauscherharzen, durchgeführt. Dabei wurden jeweils drei Behälter in einer Reihe mit einer Quelle beaufschlagt und die Dosisleistung nach Abschirmung von den anderen Behältern ausgewertet.

Ein MOSAIK-Behälter wurde explizit modelliert und zu Zwecken der Varianzreduktion in 15 Schichten geteilt, in denen jeweils eine Skalierung der Photonenanzahl über die Anwendung der „importances“ Funktion von MCNP[®]6, ausgeführt wird. Dieser wird dann in die drei Gitterplätze eines 3x3x1 Gitters eingefügt. Jeweils eine der drei Reihen wird mit aktivem Inhalt gefüllt, während die anderen zwei Reihen befüllt, aber inaktiv bleiben (siehe Abb. 8.14).

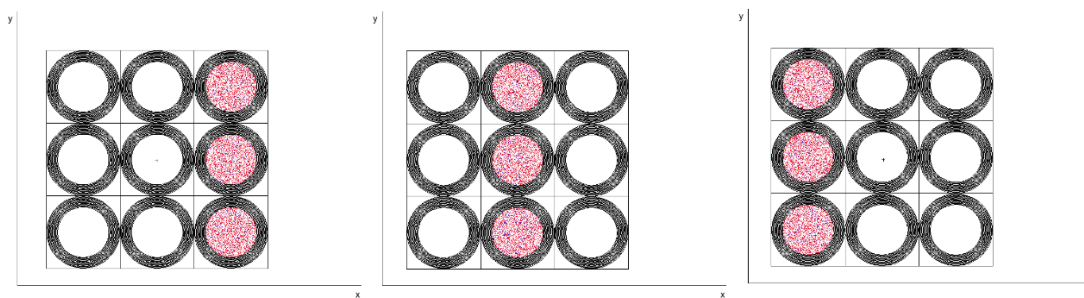


Abb. 8.14 Schematische Darstellung der Simulationsgeometrie zur Selbstabschirmung

Für die Berechnung der Dosisleistung stehen vier Punkttallies zur Verfügung im Abstand von 0,5 cm, 1 m, 2 m und 9 m von der Oberfläche des vorderen Behälters in der x-Richtung. Alle Rechnungen wurden mit der Simulation von $1\text{E}+10$ Teilchen und mit Berücksichtigung der Bremsstrahlung ausgeführt. Für die Berechnung der Dosisleistung wird mit einer Quellintensität von $1,19\text{E}+13$ Photonen/s skaliert.

In Tab. 8.8 sind die Ergebnisse für die simulierte Dosisleistung dargestellt im Abstand von 1, 2 und 9 m sowie 0,5 cm von der Oberfläche der vorderen Behälterreihe. Es ist zu sehen, dass die Abschirmung einer Reihe von Behältern die Dosis um drei bis fünf Größenordnungen mit dem Abstand verringert. Hinter zwei Reihen von Behältern kann das Gebinde als vollständig abgeschirmt angesehen werden. Trotz der Verwendung von

20 Kernen für das Threading der MCNP-Prozesse war die Rechenzeit so lang, dass sie in den MCNP-Ergebnissen nicht genau dargestellt werden konnte. Es ist auch anzumerken, dass trotz der hohen Anzahl simulierter Teilchen und der langen Rechenzeit, die Detektoren bei den Berechnungen mit aktiver mittlerer und hinterer Reihe die statistischen Kontrollen („statistical checks“) von MCNP®, die die Qualität der erzielten Ergebnisse andeuten, nicht bestanden haben.

Tab. 8.8 Dosisleistung und Fehler der 1x3-Lageranordnung in verschiedenen Selbstabschirmungskonfigurationen

Geometrie	Abstand (cm)	Dosisleistung (µSv)	Relativer Fehler
Vordere Behälter aktiv	0,5	1,29E+03	0,002
	100	5,90E+02	0,0001
	200	2,5E+02	0,0001
	900	1,9E+01	0,0001
Mittlere Behälter aktiv	0,5	5,98E-05	0,25
	100	4,54E-03	0,006
	200	1,1E-02	0,002
	900	2,23E-02	0,0004
Hintere Behälter aktiv	0,5	2,07E-11	0,53
	100	2,65E-06	0,15
	200	9,17E-06	0,05
	900	2,38E-06	0,02

Aus den in Tab. 8.8 zusammengefassten Ergebnissen kann die Größenordnung der Selbstabschirmung der 1x3 Lageranordnung abgelesen werden. Als Beispiel wird hier die Dosisleistung im Abstand von einem Meter von der ersten Reihe betrachtet. Der Anteil der zweiten Reihe ist – durch Distanz aber vor allem durch Abschirmung durch die erste Reihe – um fünf Größenordnungen geringer als die der ersten Reihe. Und der Anteil der letzten Reihe ist weitere drei Größenordnungen geringer; im Vergleich zur ersten Reihe ist hier also eine Abschwächung von insgesamt acht Größenordnungen zu sehen. Da der relative Fehler der Dosisleistung (vorderer Behälter aktiv) 0,01 % beträgt, wäre der Beitrag der hinteren zwei Reihen in diesem Fall nicht innerhalb der Unsicherheit zu detektieren.

Solche Betrachtungen sind stark von Geometrie und Füllung der Gebinde abhängig und ihre Ergebnisse können nur für konkrete Situationen angewendet werden. In Fällen, in

denen das Augenmerk allerdings nicht auf dem gesamten gelagerten Inventar liegt, sondern auf der externen Strahlenbelastung von einer Lageranordnung, die aus mehreren Reihen besteht, kann es von Vorteil sein, zu etablieren, wie viele der Reihen zur Dosisleistung der gesamten Anordnung beitragen. Dies ist vor allem für den Rechenaufwand sowie die Rechenkosten von Interesse.

9 Zusammenfassung und Bewertung

Basierend auf den bisherigen Arbeiten und erzielten Erkenntnissen im Eigenforschungsvorhaben 4720E03366 wurden in dem vorliegenden Bericht die technischen und sozio-ökonomischen Aspekte der verlängerten Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente unter Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik und unter Einbeziehung neuester nationaler und internationaler Entwicklungen und Erkenntnisse weiterführend betrachtet und bewertet, und es wurden Modellansätze und Methodiken zur Beantwortung spezifischer technischer Fragestellungen der Lagerung von hoch- und schwachradioaktiven Abfällen weiter- oder neu entwickelt.

Durch die Analyse des aktuellen Standes der Modellierungsmethoden und deren Anwendbarkeit auf die Fragestellung der Materialschädigung durch Bestrahlung, wurden atomistische Methoden zur Modellierung ausgewählt. Die in Frage kommenden Programme, die hauptsächlich auf verschiedenen Implementierungen der BCA-Methode basieren, wurden überprüft. MCNP® und PHITS wurden für die Durchführung einer Vergleichsrechnung ausgewählt. Dabei ist zu beachten, dass in PHITS sowohl NRT-dpa als auch die neuere arc-dpa als Zielgrößen modellierbar sind. In MCNP® hingegen muss der Neutronenfluss mit material- und energieabhängigen Multiplikationskonstanten gefaltet werden, um dpa im post-processing der Simulation zu berechnen. Die berechneten Unterschiede zwischen den zwei Modellierungsprogrammen befinden sich bei Neutronen innerhalb einer Größenordnung. Dabei berechnet MCNP® tendenziell höhere Werte als PHITS. Allerdings ist es auffallend, dass die Materialien in MCNP® und PHITS sich untereinander unterschiedlich verhalten, was einen direkten Vergleich der Simulationen erschwert. Es wird vermutet, dass die verschiedenen Simulationsprogramme für die betrachteten Materialien unterschiedliche Schwellenergien aufweisen. Im Allgemeinen ist PHITS mit der direkten Berechnung der dpa durch Neutronen und Photonenbestrahlung deutlich anwenderfreundlicher und weist durch die Berechnung von arc-dpa auch erweiterte Funktionalitäten auf. Durch den Vergleich mit MCNP®, sowie mit Literaturwerten aus der Verifikation des Codes, ist somit auch Zuversicht in die Methodik hergestellt.

Die Auswertungen des in den USA durchgeführten Sister-Rod-Programms zeigte, dass die Auswertung der aus Phase-I zusammengetragenen experimentellen Befunde zu einer Neubewertung der Prioritäten und einer veränderten Ausrichtung des Phase-II-Testplans führte. Besonders im Hinblick auf die, durch radiale Hydride verursachte, Versprödung, als auch bzgl. der Ausheilung von Strahlungsschäden, gab es Veränderungen. Die Wissenslücke bzgl. der Ausheilungseffekte von Materialschäden wird für die

Phase-II Tests fortan mit einer hohen Priorität versehen. Aufgrund bestehender Wissenslücken zu den Effekten der Wärmebehandlung auf das Kriechverhalten sind in Phase-II eine Reihe von Experimenten geplant, um dieses bei Brennstäben mit und ohne Pellets genauer zu untersuchen.

Für eine Verlängerung der trockenen Zwischenlagerung der AVR- und THTR-Brennelemente sollten die Einlagerungsbedingungen für die 40-jährige Zwischenlagerung erneut überprüft und die Nachweise nach dem dann allgemein anerkannten Stand der Wissenschaft und Technik überprüft werden. Kugelhaufenreaktoren werden in anderen Ländern weiterentwickelt, da sie mit ihrer hohen Gastemperatur hohe Wirkungsgrade und andere Anwendungen als die Stromerzeugung ermöglichen. Bei diesen Entwicklungen können sich auch verwertbare Informationen für die Zwischenlagerung in Deutschland ergeben. Diese Entwicklungen sollten daher weiterverfolgt werden. Insbesondere sollten die Freisetzungsmengen und -arten flüchtiger Spaltprodukte aus den Betriebselementen für längere Zeiträume erneut bewertet werden, insbesondere dahingehend, ob diese nicht zu einem begrenzenden Faktor für die Lagerzeit werden können. Bei den aluminiumbasierten Brennelementen des BER II und des FRM II, sowie auch denen des RFR, ist nach dem jetzigen Kenntnisstand des TÜV Nord EnSys die, während der 40-jährigen Zwischenlagerung als nicht begrenzend eingestufte, langsame Freisetzung von flüchtigen Spaltprodukten dahingehend erneut zu analysieren, ob dadurch Schädigungen an den Behälterkomponenten entstehen können und ob die Freisetzungsrate weiterhin so gering ist, dass auch eine deutlich längere Zwischenlagerung möglich ist. Für die TRIGA-Brennelemente des FRMZ liegen noch keine Erkenntnisse über die Zwischenlagerfähigkeit vor, da noch keine Brennelemente eingelagert wurden. Die Einlagerung ist beantragt und das Genehmigungsverfahren wird entsprechende Bewertungen beinhalten.

Die Radioaktivität, Nachzerfallswärmeleistung sowie Neutronen- und Gammaraten von MOX-Brennstoff sind größer als von UO_2 -Brennstoff. Dieser Trend nimmt mit zunehmender Abklingzeit verhältnismäßig zu, da die Spaltprodukte aufgrund ihrer kürzeren Halbwertszeiten nur bis etwa 100 Jahre Abklingzeit einen Beitrag liefern, danach überwiegt der Beitrag der langlebigen Actinoide. Aktivität und Nachzerfallswärme werden im Langzeitbereich von Plutonium und Americium bestimmt. Der größte Unterschied beider Brennstoffarten besteht in der Neutronenrate, welche im Langzeitbereich von Curium und Plutonium bestimmt wird. Der Absolutwert von MOX-Brennstoff ist um einen Faktor 10 größer als von UO_2 -Brennstoff. Im Sinne der abschirmungstechnischen Ausle-

gung der Behälterbeladung mit MOX-Brennelementen sind diese unter anderem darum nur in limitierter Anzahl und auf bestimmten Positionen zugelassen. Die thermischen Analysen eines generischen Transport- und Lagerbehälters zeigen, dass zwischen 100 und 150 Jahren die maximale Temperatur in den Brennelementen für UO_2 -Brennstoff von 70 auf 55 °C abnimmt, für MOX-Brennstoff von 195 auf 148 °C. Zwischen 150 und 300 Jahren wird eine weitere Abnahme auf 46 °C für UO_2 -Brennstoff, und auf 118 °C für MOX-Brennstoff beobachtet. Das widerspricht zwar dem Trend der Aktivitäten und Wärmeleistungen, allerdings sinkt der Wärmefluss zwischen Behälter und Umgebung mit geringeren Temperaturdifferenzen.

Das technische Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und hochradioaktive Abfälle ist in Deutschland etabliert. Die Anforderungen sind im untergesetzlichen Regelwerk festgehalten und die Einhaltung wird im aufsichtlichen Verfahren überprüft. Die Zielstellungen, die mit einem Alterungsmanagement, auch im internationalen Kontext, verfolgt werden, werden somit in Deutschland erfüllt. Aus den Vergleichen mit den Ansätzen anderer Länder lassen sich zum jetzigen Zeitpunkt keine offensichtlichen Defizite identifizieren. Den Entwicklungen im internationalen Regelwerk zum Transport radioaktiver Stoffe, wird auf nationaler Ebene durch eigene Leitfäden und Regeln Rechnung getragen.

Die Überprüfung der GAP-Analyse aus den Vorprojekten auf Aktualität und weiteren Bestand hat ergeben, dass in Bezug auf das Inventar im Wesentlichen die bisherigen Erkenntnisse weiterhin Bestand haben. Der Datenbestand zur Hydrid-Reorientierung und den damit einhergehenden Materialkennwerten muss grundlegend erweitert werden, um genauere Modelle für Berechnungsprogramme entwickeln zu können. Im Rahmen der SCIP-IV und LEDA-Projekte ist zumindest zu erwarten, dass sich die Datenlage, für die im europäischen Raum vorliegenden Randbedingungen und Hüllrohrmaterialien, erweitert und genutzt werden kann. Es bleibt abzuwarten, ob im Zuge der notwendigen verlängerten Zwischenlagerung in anderen Ländern noch weitere Forschungsprogramme zum Hüllrohrverhalten aufgesetzt werden. Für den Behälter und seine Komponenten liegt das Hauptaugenmerk weiterhin auf dem Langzeitverhalten der Metalledichtungen.

Die Dosisleistungsanalysen für einen mit Brennstabköchern beladenen Transport- und Lagerbehälter zeigen, dass solche Behälter auch noch nach längerer Lagerzeit mit strahlungsmesstechnischen Methoden identifizierbar sind. Für die Rechenmethodik ist festzuhalten, dass die Anordnung geringer Mengen Spaltmaterials in einem Behälter, d. h. hinter starken Abschirmungsmaterialien, nur mit großem Aufwand simuliert werden

kann. Ebenso ist die langfristige Identifizierung eines mit Anfahrquellen beladenen WWER-Behälters anhand von Neutronendosisleistungsmessungen, insbesondere im Deckelbereich, möglich.

Zur Analyse der radiologischen Situation in einem generischen Zwischenlager war die Erstellung eines Simulationsmodells eines Zwischenlagers, sowie Modelle für Einzelbehälter und Mehrbehälterkonfigurationen in MCNP® notwendig. Die Einzelbehälter wurden auf verschiedenen Plätzen im Zwischenlager positioniert, im Rahmen der Mehrbehälterkonfigurationen wurde eine 3x3 Anordnung in verschiedenen Ausführungsvarianten untersucht, um die zeitlichen Entwicklungen infolge des Abklingverhaltens des Inventars darzustellen, und um Selbstabschirmungseffekte der Behälter zu quantifizieren. Die resultierenden Photonen- und Neutronendosisleistungen an den Zwischenlagerwänden wurden ausgewertet und korrelierten erwartungsgemäß mit dem Abstand und dem Selbstabschirmungseffekt der Behälter. Im Rahmen der durchgeführten Tätigkeiten konnte erfolgreich eine Methodik etabliert werden, um die radiologische Situation in einem Zwischenlager darzustellen.

Für die Ortsdosisleistungsanalysen für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung wurden Modelle von MOSAIK-Behältern, Verlorenen Betonabschirmungen und Konrad-Containern vom Typ IV in der MCNP®-Umgebung entwickelt. Für die Quelltermerstellung wurde ein parametrisierter Ansatz gewählt und ausgearbeitet, bei dem der Strahlungseinfluss der verschiedenen Quelltermnuklide einzeln bestimmt wurde. Dies erlaubt die Bestimmung der Ortsdosisleistung je nach gewählter Gebindezusammensetzung über eine Aufsummierung. Es wurden verschiedene Formalismen, wie z. B. die explizite Modellierung, Zelltransformation und Repeated Structures erprobt, um mehrere Gebinde in MCNP® zu modellieren. Die Repeated Structures stellten sich dabei als bester Ansatz heraus, um auf eine große Anzahl an Gebinden zu skalieren. Ferner wurde der Effekte des Skyshines anhand einer 3x3x3 Gebindeanordnung mit verschiedenen Gebäudestrukturen erfolgreich abgebildet und untersucht. Der Effekt der Selbstabschirmung wurde anhand von 3x3x1 MOSAIK-Behältern untersucht. Nach zwei Reihen von Behältern kann das Gebinde als vollständig abgeschirmt angesehen werden.

Mit dem Bericht Zwischenlager und Region II hat das Okö-Institut Consult den Bewertungsansatz zur Analyse der Einflussfaktoren und der Bedeutung eines Zwischenlagers für bestrahlte Brennelemente auf die jeweilige Region noch einmal diskutiert und teilweise nachgeschärft. Dem Bewertungsansatz liegt die Idee zugrunde, mit einer systematischen und einheitlichen Methode Zwischenlagerregionen zu beschreiben, ihre

Belastungen zu analysieren und ihr Konzepte für die zukünftigen Aufgaben der nuklearen Entsorgung an die Hand zu geben. Situationen und Bedarfe sollen standortspezifisch analysiert werden und auch sensibilisieren. Eine Aufgabe ist die räumliche Festlegung der jeweiligen Zwischenlagerregion. Je nach Themenpriorisierung und Blickwinkel kann die Zugehörigkeit von Kommunen zu einer Zwischenlagerregion unterschiedlich bewertet werden. Gleichzeitig muss die Region aber auch Praktikabilitätsansprüchen, z. B. im Hinblick auf die Datenerhebung, genügen. Wie häufig eine Zwischenlagerregion bewertet werden sollte, lässt sich im Moment nicht sinnvoll festlegen. Dies wird bestimmt durch die Planungen zur Genehmigungsdauer und der Zwischenlagerdauer insgesamt, sowie von konkreten Meilensteinen, die sich auch aus dem Standortauswahlverfahren ergeben können. Hier einzubeziehen ist auch die Forderung nach einer Gesamtstrategie für die Zwischenlagerung, deren Rahmen neben der Endlagerung auch aus dem Alterungsverhalten der zwischengelagerten Abfälle abzuleiten ist. Diesbezügliche Einschätzungen und Festlegungen sollten bald getroffen werden, auch um den Zwischenlagerregionen die Möglichkeit zu geben, eine Zukunftsperspektive zu entwickeln. Die Zwischenlagerregionen werden in den nächsten Jahren in die formale Öffentlichkeitsbeteiligung der Umweltverträglichkeitsprüfung zur Neugenehmigung von Zwischenlagern und der Fachkonferenz Rat der Regionen eingebunden. In diesem Zusammenhang sind auch informelle Formate vorgesehen. Da diese immer im Vergleich zum Standortauswahlverfahren gesehen werden, ist auf entsprechende Balance und Fairness zu achten. Beteiligungsformate müssen in erster Linie die Bedarfe und Themen der Zwischenlagerregionen abdecken. Vorteilhaft sind Formate, die zur Identifikation mit der eigenen Region beitragen und auch regionale Entwicklung anstoßen können.

In ihrem Bericht hat die Brenk Systemplanung deutsche, belgische und britische Endlager für die Entsorgung schwach- und mittlerradioaktiver Abfälle, deren Annahmekriterien für radioaktive Abfälle und die den Annahmekriterien zugrundeliegende Szenarien betrachtet und verglichen. Der Vergleich berücksichtigt dabei radiologische, aber auch physikalisch-chemische (stoffliche) Kriterien und geht auf die unterschiedliche Natur der Endlager (tiefengeologisch, oberflächennah) ein, um herauszustellen, welche Konservativität in Relation zum einzuhaltenden Schutzziel berücksichtigt wurde.

Mit dem Eigenforschungsvorhaben 4723E03260 erweitern die GRS als gemeinnützige wissenschaftlich-technische Sachverständigen-Organisation, die Öko-Institut Consult, der TÜV Nord EnSys und die Brenk Systemplanung ihren Wissensstand zur Zwischenlagerung und Behandlung radioaktiver Abfälle. Die im Projekt erarbeiteten Methoden und

Modelle stellen einen Kompetenzaufbau auf dem jeweiligen Kompetenzfeld der beteiligten Institutionen dar und können zur Bearbeitung zukünftiger Problemstellungen herangezogen werden.

Literaturverzeichnis

- /AHN 13/ Ahn, T., Jung, H., Shukla, P. K., Tipton, E. L., Das, K., He, X., Enziger, R. E.: Extended Storage and Transportation: Evaluation of Drying Adequacy, ADAMS Accession No. ML13169A039. Hrsg.: Center for Nuclear Waste Regulatory Analyses, 2013.
- /AND 20/ Andreoni, W., Yip, S. (Hrsg.): Handbook of Materials Modeling, Applications: Current and Emerging Materials. 2020.
- /ANL 23/ Billone, M. C., Burtseva, T. A., Chen, Y., and Han, Z: Ductility of Zircaloy-4 Sibling Pin Cladding. ANL.
- /ARN 03/ Arno, M., Hamilton, I. S.: Radiation Streaming and Skyshine Evaluation for a proposed low-level radioactive waste assured isolation facility. Health Physics, Bd. 85, Nr. 4, S. 494–499, 2003.
- /BAM 22/ BAM - Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung: BAM-Gefahrgutregeln (BAM-GGR) BAM-GGR 023, Maßnahmen zum Alterungsmanagement von zulassungspflichtigen Versandstücken für die Beförderung radioaktiver Stoffe, Revision 0. 20. Juni 2022.
- /BEL 73/ Bell, M. J.: ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code, Im Rahmen RS1110 erweiterte GRS-Version 2000. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), ORNL-4628, UC-32, 152 S., Mai 1973.
- /BRE 15/ Brennecke, P.: Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle, Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014, Endlager Konrad. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), SE-IB-29/08-REV-2: Salzgitter, Februar 2015.
- /BRI 04/ Brissoneau, L., Barbu, A., Bocquet, J.-L.: Radiation effects on the mechanical properties and long term ageing of spent fuel storage containers. In: Institute of Nuclear Materials Management (Hrsg.): 14th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2004. Berlin, 1. 2004.

- /BRO 24a/ Brookhaven National Laboratory: ENDF/B-VIII.0 Evaluated Nuclear Data Library. National Nuclear Data Center, Stand vom 28. Mai 2024, erreichbar unter <https://www.nndc.bnl.gov/endl-b8.0/>, abgerufen am 27. August 2024.
- /BRO 24b/ Brookhaven National Laboratory: Generalized Nuclear Data (GND) formatted files for the ENDF/B-VII.1 Evaluated Nuclear Data Library. National Nuclear Data Center, Stand vom 28. Mai 2024, erreichbar unter <https://www.nndc.bnl.gov/endl-b7.1/gndFiles.html>, abgerufen am 27. August 2024.
- /BUN 18/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE): Bauart-Zulassungen von Versandstücken zur Beförderung radioaktiver Stoffe, Gültigkeitsdauern, Voraussetzungen und Bedingungen. Salzgitter, August 2018.
- /CAR 00/ Caro, M., Caro, A.: Spectral effects on defect production in the reactor pressure vessel of a pressurized heavy-water reactor. Philosophical Magazine A, Bd. 80, Nr. 6, S. 1365–1378, DOI 10.1080/01418610008212124, 2000.
- /CHA 14/ Chang, J., Cho, J.-Y., GIL, C.-S., LEE, W.-J.: A simple method to calculate the displacement damage cross section of silicon carbide. Nuclear Engineering and Technology, Bd. 46, Nr. 4, S. 475–480, DOI 10.5516/NET.01.2013.051, 2014.
- /CNS 14/ CNSC - Canadian Nuclear Safety Commission: REGDOC-2.6.3, Aging Management. Stand vom 7. März 2025, erreichbar unter <https://api.cnsccsn.gc.ca/dms/digital-medias/REGDOC-2-6-3-Fitness-for-Service-Aging-Management-eng.pdf/object>, 2014.
- /CNS 25/ CNSC - Canadian Nuclear Safety Commission: REGDOC-2.11.1, Waste Management, Volume I: Management of Radioactive Waste. Stand vom 19. August 2025, erreichbar unter <https://www.cnsccsn.gc.ca/eng/acts-and-regulations/regulatory-documents/published/html/regdoc2-11-1-vol1/>, 2025.
- /CRU 22/ Cruz, A. M.: Radiation Damage Calculation Methodology. Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, INL/RPT, 22-66824, 14 S., 2022.

- /CSA 19/ CSA Group: CSA N292.0:19, General principles for the management of radioactive waste and irradiated fuel. Stand von 2024, erreichbar unter <https://www.csagroup.org/store/product/2426653/>, 2019.
- /DAI 15/ Daily, C. R.: Preliminary Assessment of the Impact on Reactor Vessel dpa Rates Due to Installation of a Proposed Low Enriched Uranium (LEU) Core in the High Flux Isotope Reactor (HFIR). Oak Ridge National Laboratory (ORNL), ORNL/ SPR-2015/263, 117 S., 2015.
- /DEO 22/ Deo, C. S., Chen, E. Y., Dingeville, R.: Atomistic Modeling of Radiation Damage in Crystalline Materials. Modelling Simul. Mater. Sci. Eng., 30 023001, 2022.
- /DIE 94/ Dienst, W.: Materialverhalten unter Bestrahlung. Kernforschungszentrum Karlsruhe, Kfk, Nr. 5403, 88 S., 1994.
- /DRO 21/ Drobny, J., Curreli, D.: RustBCA: A High-Performance Binary-Collision-Approximation Code for Ion-Material Interactions. Journal of Open Source Software, Bd. 6, Nr. 64, S. 3298, DOI 10.21105/joss.03298, 2021.
- /EID 18/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI): Alterungsleitfaden trockene Zwischenlagerung. 0. Aufl., erreichbar unter https://ensi.admin.ch/en/wp-content/uploads/sites/5/2018/12/200217_10412_E_Alterungsleitfaden_final_web.pdf, Stand vom 19. Dezember 2018.
- /EID 20/ Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI): Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle, Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen ENSI B-17/d. 1. Aufl., erreichbar unter https://ensi.admin.ch/de/wp-content/uploads/sites/2/2020/01/ENSI-B17_%C3%84nderung_2021-10-01.pdf, Stand vom Januar 2020.
- /ENT 22/ Empfehlung - Leitlinien zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle (PSÜ-ZL) zuletzt geändert 3. März 2022.

- /ENT 23/ Empfehlung - Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern zuletzt geändert 7. September 2023.
- /EPA 99/ EPA Radiation Protection Division: Federal Guidance Report No. 13, Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides. Office of Radiation and Indoor Air U.S. Environmental Protection Agency, 335 S., 1999.
- /EPR 14/ EPRI: High Burnup Dry Storage Cask Research and Development Project: Final Test Plan. 2014.
- /FAS 11/ Fasso, A., Ferrari, A., Smirnov, G., Sommerer, F., Vlachoudis, V.: FLUKA Realistic Modeling of Radiation Induced Damage. Progress in Nuclear Science and Technology, Nr. 2, S. 760–775, 2011.
- /FUK 12/ Fukahori, T., Iwamoto, Y.: A Calculation Method of PKA, KERMA and DPA from Evaluated Nuclear Data with an Effective Singleparticle Emission Approximation (ESPEA) & Introduction of Event Generator Mode in PHITS Code. Präsentation, IAEA/TM on Primary Radiation Damage: from nuclear reaction to point defect: Vienna, Austria, 2012.
- /GEC 22/ Geckeis, H., Altmaier, M., Fanghänel, S.: Annual Report 2020/21: Institute for Nuclear Waste Disposal. 114 S., DOI 10.5445/IR/1000143439, Karlsruher Institut für Technologie (KIT), 2022.
- /GES 10/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Sicherheitstechnische Aspekte der langfristigen Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen und verglastem HAW, GRS-A-3597. 2010.
- /GES 19/ Gesellschaft für Nuklear Service mbH (GNS): MOSAIK Produktinfo. Hrsg.: GNS: Essen, Januar 2019.
- /GIL 15/ Gilbert, M. R., Marian, J., Sublet, J.-C.: Energy spectra of primary knock-on atoms under neutron irradiation. Journal of Nuclear Materials, Bd. 467, S. 121–134, 2015.

- /GIL 18/ Gilbert, M. R., Sublet, J.-C.: Differential dpa calculations with SPECTRA-PKA. Journal of Nuclear Materials, Bd. 504, S. 101–108, DOI 10.1016/j.jnucmat.2018.03.032, 2018.
- /GNS 23a/ GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH: GNS IQ Quiver, The integrated Quiver System for damaged Fuel. Erreichbar unter https://www.gns.de/media/kopltldf/gns_iq_quivers_produkinfo_2023_10_en_v01.pdf, Stand von 2023.
- /GNS 23b/ GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH: CASTOR® V/19 Produktinfo. Erreichbar unter https://www.gns.de/media/qxtlz0wd/castor_v19_produkinfo_2023_10_de_v01.pdf, Stand von 2023.
- /GRS 24a/ Krüger, J.: Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheit der Behandlung bestrahlter Brennelemente, Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle und radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, AP 2 Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS-717, Bd. 717, 163 S., Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, Januar 2024.
- /GRS 24b/ Braunroth, T., Rowold, F.: Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheit der Behandlung bestrahlter Brennelemente, Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Teilbericht zum AP 1.6: Methodenbewertung zerstörungsfreier Prüfmethode. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS, Bd. 716, GRS-716, 75 S., Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, Januar 2024.
- /GUI 01/ Guinan, M. W.: Radiation effects in spent nuclear fuel canisters. Svensk Karnbranslehantering AB (SKB), 22 S., Oktober 2001.
- /HAM 18/ Hamzah, A., Suwoto, Rohanda, A., Adrial, H., Bakhri, S., Sunaryo, G. R.: Neutron Fluence And DPA Rate Analysis In Pebble-Bed HTR Reactor Vessel Using MCNP. Journal of Physics: Conference Series, Bd. 962, S. 12044, DOI 10.1088/1742-6596/962/1/012044, 2018.

- /HAN 12/ Hanson, B., Alsaed, H., Stockman, C., Enos, D., Meyer, R., Sorenson, K.: Gap Analysis to Support Extended Storage of Used Nuclear Fuel, Rev. 0. U.S. Department of Energy (DOE), Used Fuel Disposition Campaign, FCRD-USED-2011-000136, 31. Januar 2012.
- /HAN 16/ Hanson, B., Marschman, S., Billone, M. C., Scaglione, J. M., Sorenson, K., Saltzein, S.: SISTER ROD TEST PLAN, HIGH BURNUP SPENT FUEL DATA PROJECT. Bd. 2016, 69 S., 2016.
- /HAN 22/ Hanson, B., Shimskey, R., Allred, J., Asmussen, S., Cooley, S.: PNNL FY 2021 Sibling Pin Testing Results. 120 S., 2022.
- /HAR 05/ Harada, M., Watanabe, N., Konno, C., Meigo, S., Ikeda, Y., Niita, K.: DPA calculation for Japanese spallation neutron source. Journal of Nuclear Materials, Bd. 343, Nr. 1-3, S. 197–204, DOI 10.1016/j.jnucmat.2005.01.023, 2005.
- /HAR 23/ Harrison, R.: Best-practice-for-SRIM-radiation-damage-calculations. Präsentation, 2023.
- /HAS 17/ Hashem, J., Schneider, E., Pryor, M., Landsberger, S.: Theoretical neutron damage calculations in industrial robotic manipulators used for non-destructive imaging applications. Progress in Nuclear Energy, Bd. 94, S. 71–79, DOI 10.1016/j.pnucene.2016.09.022, 2017.
- /HES 01/ Hesse, U., Gewehr, K., Hummelsheim, K., Sieberer, J.: Programmbeschreibung ANITABL, Codesystem für ANIS-Abschirmrechnungen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Technischer Bericht, Dezember 2001.
- /HES 08/ Hesse, U., Denk, W., Deitenbeck, H.: OREST- Eine direkte Kopplung von HAMMER und ORIGEN zur Abbrandsimulation von LWR-Brennstoffen, 1984, Version 2008, GRS-63. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 2008.

- /HUM 15/ Hummelsheim, K., Rowold, F., Keßen, S., Geupel, S.: Sicherheitstechnische Fragen der längerfristigen Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und verglaster hochradioaktiver Abfälle, Abschlussbericht des Vorhabens 3612R03300, GRS-A-3824. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 281 S., 2015.
- /HUM 18/ Hummelsheim, K., Rowold, F., Neles, J., Spieth-Achtnich, A., Völzke, K., Spykman, G.: Neue Entwicklungen bei der längerfristigen trockenen Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und verglasten hochaktiven Abfällen, Abschlussbericht zum Vorhaben 4715E03310 im Auftrag des BMUB. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Öko-Institut e.V., BAM - Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung, TÜV NORD, GRS-A-3942, September 2018.
- /IAE 18/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material - 2018 Edition, Specific Safety Requirements No. SSR-6 (Rev. 1). 190 S., 2018.
- /IAE 20/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Primary Radiation Damage Cross Sections, Coordinated Research Project (CRP). Stand vom 18. März 2020, erreichbar unter <https://www-nds.iaea.org/CRPdpa/>, abgerufen am 12. Dezember 2024.
- /IAE 22/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Specific Safety Guide No. SSG-26 (Rev. 1). Safety Standards Series, 2018. Aufl.: Wien, 2022.
- /IAE 24a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Index of CRP dpa, Comparison of TENDL-19 and ENDF/B-VIII. Stand vom 17. Dezember 2024, erreichbar unter <https://www-nds.iaea.org/CRPdpa/TENDL-19/tendl19-endfb8/>, abgerufen am 17. Dezember 2024.
- /IAE 24b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): ENDF Archive, Nuclear Data Services. Stand vom 17. Dezember 2024, erreichbar unter <https://www-nds.iaea.org/public/download-endf/>, abgerufen am 17. Dezember 2024.

- /IMM 19/ Imman, J.: Comparison of Radiation Damage Effects in Organic and Silicon Photodetectors. MSc Thesis, 91 S., Georgia Institute of Technology, 2019.
- /INE 01/ INEEL Idaho National Engineering and Environmental Laboratory: Dry Cask Storage Characterization Project – Phase 1: CASTOR V/21 Cask Opening And Examination., Report No. INEEL/EXT-01- 00183, Rev. 1. INEEL: Idaho Falls, 2001.
- /INT 96/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): P74 Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, ICRP Publication 74. Annals of the ICRP, Bd. 26 (3-4), 1996.
- /INT 02/ Internat. Atomic Energy Agency: Effects of radiation and environmental factors on the durability of materials in spent fuel storage and disposal. Technical Report Series, IAEA-TECDOC-1316, 65 S.: Vienna, 2002.
- /INT 10/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): P116 Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, ICRP Publication 116. Ann. ICRP 40(2–5), 261 S., 2010.
- /ITO 04/ Ito, K., Kamimura, K., Tsukada, Y.: Evaluation of Irradiation Effect on Spent Fuel Cladding Creep Properties. Proceedings of the 2004 International Meeting on LWR Fuel Performance, S. 440.
- /IWA 13/ Iwamoto, Y., Niita, K., Sawai, T., Ronningen, R. M., Baumann, T.: Development of displacement damage model in PHITS and comparison with other codes in a high-energy region. SHIELDING ASPECTS OF ACCELERATORS, TARGETS AND IRRADIATION FACILITIES, Nr. SATIF-11, NEA No. 7157, © OECD 2013, 2013.
- /IWA 14/ Iwamoto, Y., Iwamoto, H., Harada, M., Niita, K.: Calculation of displacement cross-sections for structural materials in accelerators using PHITS event generator and its applications to radiation damage. Journal of Science and Technology, Nr. 51/1, S. 98–107, 2014.

- /IWA 18/ Iwamoto, Y., Matsuda, H.: Radiation damage calculation oin PHITS and benchmarking experiment for cryogenic-sample high-energy proton irradiation. Präsentation, TUP2WE03: Daejong, Korea, 17. - 22. Juli 2018.
- /IWA 20a/ Iwamoto, Y., Meigo, S., Hashimoto, S.: Estimation of reliable displacements-per-atom based on athermal-recombination-corrected model in radiation environments at nuclear fission, fusion, and accelerator facilities. Journal of Nuclear Materials, Bd. 538, S. 152261, DOI 10.1016/j.jnucmat.2020.152261, 2020.
- /IWA 20b/ Iwamoto, Y., Meigo, S., Hashimoto, S.: Estimation of reliable displacements-per-atom based on athermal-recombination-corrected model in radiation environments at nuclear fission, fusion, and accelerator facilities. Journal of Nuclear Materials, Nr. 538, 2020.
- /JAP 24a/ Japan Atomic Energy Agency (JAEA): Errata of JENDL-5 sublibraries. Nuclear Data Centre, Stand vom 27. August 2024, erreichbar unter https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j5/JENDL-5_Errata.html, abgerufen am 27. August 2024.
- /JAP 24b/ Japan Atomic Energy Agency (JAEA): FRENDY. Nuclear Science and Engineering Center - Research Group for Reactor Physics and Thermal Hydraulics Technology, Stand vom 27. August 2024, erreichbar unter https://rpg.jaea.go.jp/main/en/program_frency/, abgerufen am 27. August 2024.
- /JAP 24c/ Japan Atomic Energy Agency (JAEA): PHITS Particle and Heavy Ion Transport Code System, Users Manual Ver.3.34. 368 S., 2024.
- /JAU 24/ Jaunich, M., Sagradov, I., Goral, M., Wolff, D., Völzge, H.: An update on metal seal tests performed at BAM and implications for interim storage. In: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH (Hrsg.): SEDS 2024 - 8th GRS Workshop on the Safety of Extended Dry Storage of Spent Nuclear Fuel. SEDS Workshop, Garching, 15. - 17. Mai 2024, 2024.

- /JOS 21/ Josek, R.: Update on SCIP-IV Back-End Activities. In: Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (BGZ) (Hrsg.): EPRI - Extended Storage Collaboration Program - ESCP, BGZ Fachworkshop Zwischenlagerung. Fachworkshop Zwischenlagerung, 8. - 11. November 2021, 2021.
- /KAR 24/ Karlsruhe Institute of Technology (KIT): KIT-INR Teams - Neutronics and Nuclear Data - Nuclear Data for Fusion Technology. Stand vom 17. Dezember 2024, erreichbar unter <https://www.inr.kit.edu/english/779.php>, abgerufen am 17. Dezember 2024.
- /KAU 23/ Kaufholz, P., et al.: LEDA Long-term investigations on used fuel rods. In: Electric Power Research Institute (EPRI) (Hrsg.): Extended Storage Collaboration Program (ESCP). Charlotte, North Carolina 28262, USA, 23. - 26. Oktober 2023, 2023.
- /KES 13/ Kessler, J., Waldrop, K.: Extended used Fuel Storage: EPRI Perspective and Collaboration Initiatives, EPRI Report 1020780. Hrsg.: NEA/CSNI, 2013.
- /KÖM 19/ Kömmling, A., Grelle, T., Jaunich, M.: Langzeitverhalten von Metall- und Elastomerdichtungen sowie von Polyethylen als sicherheitsrelevante Komponenten von Transport- und Lagerbehältern für radioaktive Stoffe (La-MEP), Abschlussbericht, Reaktorsicherheitsforschung - Vorhaben-Nr.: 1501509. Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM): [Berlin], 2019.
- /KON 17a/ Konobeyev, A. Y., Fischer, U., Simakov, S. P.: Uncertainty assessment for the number of defects calculated using the NRT model. KIT Scientific Working Papers, Nr. 70, 35 S., 2017.
- /KON 17b/ Konobeyev, A., Fischer, U., Korovin, Y., Simakov, S. P.: Evaluation of effective threshold displacement energies and other data required for the calculation of advanced atomic displacement cross-sections. Nuclear Energy and Technology, Bd. 3, Nr. 3, S. 169–175, DOI 10.1016/j.nucet.2017.08.007, 2017.

- /KON 18a/ Konobeyev, A., Fischer, U., Simakov, S. P.: Improved atomic displacement cross-sections for proton irradiation of aluminium, iron, copper, and tungsten at energies up to 10 GeV. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, Bd. 431, S. 55–58, DOI 10.1016/j.nimb.2018.06.021, 2018.
- /KON 18b/ Konobeyev, A., Fischer, U., Pereslavitsev, P. E., Simakov, S. P.: Displacement cross-sections, DXS files. Erreichbar unter <https://www-nds.iaea.org/public/download-endf/DXS/>, Stand von 2018.
- /KON 19a/ Koning, A. J., Rochman, D., Sublet, J.-C., Dzysiuk, N., Fleming, M., van der Marck, S.: TENDL: Complete Nuclear Data Library for Innovative Nuclear Science and Technology. Nuclear Data Sheets, Bd. 155, S. 1–55, DOI 10.1016/j.nds.2019.01.002, 2019.
- /KON 19b/ Konobeyev, A. Y., Fischer, U., Simakov, S. P.: Atomic displacement cross-sections for neutron irradiation of materials from Be to Bi calculated using the arc-dpa model. Nuclear Engineering and Technology, Bd. 51, Nr. 1, S. 170–175, DOI 10.1016/j.net.2018.09.001, 2019.
- /KON 21/ Konarski, P., Cozzo, C., Khvostov, G., Ferroukhi, H.: Spent nuclear fuel in dry storage conditions – current trends in fuel performance modeling. Journal of Nuclear Materials, Bd. 555, S. 153138, DOI 10.1016/j.jnucmat.2021.153138, 2021.
- /KON 22/ Konobeyev, A. Y., Leichtle, D.: Arc-dpa and NRT displacement cross-sections for neutron irradiation of materials from Be to Bi calculated using JEFF-4T1, ENDF/B-VIII, JENDL-5, and TENDL-2021 data. Karlsruher Institut für Technologie (KIT), KIT Scientific Working Papers, Nr. 190, 59 S., 2022.
- /KON 24/ Konning, A. J., Rochman, D.: TENDL-2023 nuclear data library, TALYS-based evaluated nuclear data library. Paul Scherrer Institut (PSI), International Atomic Energy Agency (IAEA), Stand vom 20. August 2024, erreichbar unter https://tendl.web.psi.ch/tendl_2023/tendl2023.html, abgerufen am 27. August 2024.

- /ORN 23/ Oak Ridge National Laboratory (ORNL): SCALE 6.3.1 User Manual — SCALE 6.3.1 documentation. Stand vom 20. April 2023, erreichbar unter <https://scale-manual.ornl.gov/>, abgerufen am 22. April 2024.
- /LED 19/ Ledrappier, F., Juliaa, J. F., Béziat, A., Vulliez, K., Mirabel, L., Wataru, M., Shirai, K., Winkler, H.-P., Hüggenberg, R.: Numerical simulation of HELICOFLEX® metallic gasket ageing mechanism for spent fuel cask, PATRAM 2019. New Orleans, USA, 2019.
- /LI 12/ Li, M.: Moving from DPA to Changes in Materials Properties. Präsentation, Argonne National Laboratory (ANL), Radiation Effects in superconducting Magnet Materials, US Department of Energy (DOE), 14. Februar 2012.
- /LI 20/ Li, J., Yang, Y., Short, M. P.: More Efficient and Accurate Simulations of Primary Radiation Damage in Materials with Nanosized Microstructural Features or Ion Beams. In: Andreoni, W., Yip, S. (Hrsg.): Handbook of Materials Modeling, Applications: Current and Emerging Materials. Springer eBook Collection, S. 1–33, ISBN 978-3-319-50257-1, DOI 10.1007/978-3-319-50257-1_115-2, Springer: Cham, 2020.
- /LIN 23/ Lin, Y.-R., Zinkle, S. J., Ortiz, C. J., Crocombette, J.-P., Webb, R., Stoller, R. E.: Predicting displacement damage for ion irradiation: Origin of the overestimation of vacancy production in SRIM full-cascade calculations. Current Opinion in Solid State and Materials Science, Bd. 27, Nr. 6, S. 101120, DOI 10.1016/j.cossms.2023.101120, 2023.
- /LIV 23/ Livermore Software Technology: LS-DYNA. Version 2023 R2, 2023.
- /LOS 13/ Los Alamos National Laboratory (LANL): Introduction to the ENDF Formats. Ts- Nuclear Information Service, Stand vom 14. Februar 2013, erreichbar unter <https://t2.lanl.gov/nis/endf/intro01.html>, abgerufen am 27. August 2024.
- /LOS 17/ Los Alamos National Laboratory (LANL) (Hrsg.): MCNP User's Manual, Dose Version 6.2. LA-UR-17-19981, 0. Aufl., 416 S., 2017.

- /LOS 23/ Los Alamos National Laboratory (LANL): NJOY—Nuclear Data Processing Code. Stand vom 25. Juli 2023, erreichbar unter <https://www.njoy21.io/>, abgerufen am 27. August 2024.
- /MAC 10/ MacFarlane, R. E., Kahler, A. C.: Methods for Processing ENDF/B-VII with NJOY. Nuclear Data Sheets, Bd. 111, Nr. 12, S. 2739–2890, DOI 10.1016/j.nds.2010.11.001, 2010.
- /MAR 20/ Marian, J., Devanathan, R.: A decade of Nuclear Materials modelling: status and Challenges. In: Andreoni, W., Yip, S. (Hrsg.): Handbook of Materials Modeling, Applications: Current and Emerging Materials. 2020.
- /MAR 22/ Marchetti, M., Manenti, S., Herm, M., Metz, V.: FLUKA study of the actinides induced irradiation damage in Zircaloy-4 cladding during interim dry storage. Journal of Nuclear Materials, Bd. 570, S. 153953, DOI 10.1016/j.jnucmat.2022.153953, 2022.
- /MAS 11/ Mascitti, J. A., Madariaga, M.: Method for the Calculation of DPA in the Reactor Pressure Vessel of Atucha II. Science and Technology of Nuclear Installations, Bd. 2011, S. 1–6, DOI 10.1155/2011/534689, 2011.
- /MEL 15/ Melzer, J., Bayiha, P.-S., Himmerkus, F.: Zulassung von Altbehältern - Die Verlorene Betonabschirmung (VBA). Hrsg.: Kontec, 2015.
- /MIT 23/ Mitsi, E., Koutsomitis, K., Apostolopoulos, G.: On the use of SRIM for calculating arc-dpa exposure. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, Bd. 545, S. 165145, DOI 10.1016/j.nimb.2023.165145, 2023.
- /MOK 09/ Mokhov, N.: Simulation and Verification of dpa in Materials. Präsentation, 2009.
- /MON 18/ Montgomery, R., Bevard, B., Morris, R., Goddard, J., Smith, S., Hu, J.: Sister Rod Nondestructive Examination Final Report. 120 S., 2018.
- /MON 23a/ Montgomery, R., Bevard, B.: Sister Rod Destructive Examinations, FY22. 120 S., 2023.

- /MON 23b/ Montgomery, R., Hanson, B., Bignell, J. L., Torres, R., Billone, M.: High-Burnup Spent Fuel Data Project: Sister Rod Final Phase II Test Plan. 120 S., 2023.
- /MON 24/ Montgomery, R., Bevard, B.: Sister Rod Destructive Examinations, FY23. 120 S., 2024.
- /MOT 12/ Mota, F., Ortiz, C. J., Vila, R.: Primary displacement damage calculation induced by neutron and ion using binary collision approximation techniques (MARLOWE code). 2012.
- /NAG 14/ Nagelschmidt, S., Herbrich, U., Probst, U., Wolff, D.: Evaluation of test results with regard to ageing mechanisms of metal seals in casks for dry storage of spent nuclear fuel. Hrsg.: Proceedings of the Intern. Conference on Ageing of Materials & Structures, 8 S.: Delft, Netherlands, 2014.
- /NOO 20a/ Noori-kalkhoran, O., Gei, M.: Evaluation of neutron radiation damage in zircaloy fuel clad of nuclear power plants: a study based on PKA and dpa calculations. Progress in Nuclear Energy, Bd. 118, S. 103079, DOI 10.1016/j.pnucene.2019.103079, 2020.
- /NOO 20b/ Noori-kalkhoran, O., Gei, M.: Evaluation of Neutron Radiation Damage in Zircaloy Fuel Clad of Nuclear Power Plants: A Study Based on PKA and dpa Calculations. 26 S.: School of Engineering, Cardiff University, 2020.
- /NOR 18a/ Nordlund, K., Zinkle, S. J., Sand, A. E., Granberg, F., Averbach, R. S., Stoller, R. E., Suzudo, T., Malerba, L., Banhart, F., Weber, W. J., Willaime, F., Dudarev, S. L., Simeone, D.: Primary radiation damage: A review of current understanding and models. Journal of Nuclear Materials, Bd. 512, S. 450–479, DOI 10.1016/j.jnucmat.2018.10.027, 2018.
- /NOR 18b/ Nordlund, K., Zinkle, S. J., Sand, A. E., Granberg, F., Averbach, R. S., Stoller, R., Suzudo, T., Malerba, L., Banhart, F., Weber, W. J., Willaime, F., Dudarev, S. L., Simeone, D.: Improving atomic displacement and replacement calculations with physically realistic damage models. Nature communications, Bd. 9, Nr. 1, S. 1084, DOI 10.1038/s41467-018-03415-5, 2018.

- /NOR 20/ Nordlund, K., Short, M.: Modelling of Radiation Damage in Materials: Best Practices and Future Directions. In: Andreoni, W., Yip, S. (Hrsg.): Handbook of Materials Modeling, Applications: Current and Emerging Materials. 2020.
- /NRC 03/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC): Interim Staff Guidance - 11, Revision 3, Issue: Cladding Considerations for the Transportation and Storage of Spent Fuel. Erreichbar unter <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/isg/isg-11R3.pdf>, Stand vom November 2003.
- /NRC 16/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC): Standard Review Plan for Renewal of Specific Licenses and Certificates of Compliance for Dry Storage of Spent Nuclear Fuel, NUREG-1927, Rev. 1. Erreichbar unter <https://www.nrc.gov/docs/ML1617/ML16179A148.pdf>, Stand vom Juni 2016.
- /NRC 19/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC): Managing Aging Processes In Storage (MAPS) Report, NUREG-2214, Juli 2019.
- /NRC 20b/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC): Dry Storage and Transportation of High Burnup Spent Nuclear Fuel, NUREG-2224. Erreichbar unter <https://www.nrc.gov/docs/ML2019/ML20191A321.pdf>, Stand vom November 2020.
- /NRC 21/ U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC): IMPLEMENTATION OF AGING MANAGEMENT REQUIREMENTS FOR SPENT FUEL STORAGE RENEWALS, REGULATORY GUIDE 3.76, REVISION 0. Erreichbar unter <https://www.nrc.gov/docs/ML2109/ML21098A022.pdf>, Stand vom Juli 2021.
- /NSC 15/ NSC: Primary Radiation Damage in Materials. Nuclear Energy Agency (NEA), Nuclear science, NEA/NSC/DOC(2015)9, 87 S., 2015.
- /NUC 96/ Nuclear Energy Agency (NEA): Computing Radiation Dose to Reactor Pressure Vessel and Internals, State-of-the-Art Report. NEA/NSC/DOC(96)5, 76 S., 1996.

- /NUC 10/ Nuclear Safety Council of Spain (CSN): Instruction IS-29, Safety criteria at spent fuel and high-level radioactive waste storage facilities. Official State Gazette (BOE), erreichbar unter <https://www.csn.es/documents/10182/51367/isi29.pdf>, Stand vom November 2010.
- /NUC 19/ Nuclear Safety Council of Spain (CSN): Instruction number IS-20, Establishing safety requirements relating to spent fuel storage casks. Official State Gazette (BOE) No 42, erreichbar unter https://www.csn.es/documents/10182/51367/is_20_i.pdf, Stand vom Februar 2019.
- /NUC 24/ Nuclear Energy Agency (NEA): JEFF-3.3. Stand vom 27. August 2024, erreichbar unter <https://www.oecd-neo.org/dbdata/jeff/jeff33/index.html>, abgerufen am 27. August 2024.
- /OEC 24/ OECD/NEA: The Joint Evaluated Fission and Fusion File, JEFF-3.3. Erreichbar unter <https://www.oecd-neo.org/dbdata/jeff/jeff33/index.html#dpa>.
- /QAD 20/ QADR, H. M.: RADIATION DAMAGE AND DPA IN IRON USING MCNP5. European Journal of Materials Science and Engineering, Bd. 5, Nr. 3, S. 109–114, DOI 10.36868/ejmse.2020.05.03.109, 2020.
- /QUA 93/ Quade, U., Hesse, U.: Optimierung von Verfahren zur Berechnung der Ortsdosisleistung von Plutonium und plutoniumhaltigen Brennelementen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-1963, September 1993.
- /RAD 15/ Radwan, S., Winfrey, L., Bourham, M.: Simulation of particle impact on protective coating of high-level waste storage packages. Progress in Nuclear Energy, Bd. 81, S. 196–202, DOI 10.1016/j.pnucene.2015.01.013, 2015.
- /RAY 15/ Raynaud, R., Einziger, R. E.: Cladding stress during extended storage of high burnup spent nuclear fuel. Journal of Nuclear Materials, Nr. 464, S. 304–312, 2015.

- /REA 11/ Read, E. A., Oliveira, C. R. de: A functional method for estimating DPA tallies in Monte-Carlo calculations of light water reactors. International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering, 2011.
- /RIC 22/ Richmond, D., et al.: International Thermal Modeling Benchmark Activity. In: Electric Power Research Institute (EPRI) (Hrsg.): Extended Storage Collaboration Program (ESCP), Workshop on Direct Disposal. Workshop on Direct Disposal, Charlotte, North Carolina, USA, 1. 2022.
- /RIR 18/ Rirschl C., H. H.: Disposal of damaged fuel, a new concept for disposal of damaged fuel rods in dual purpose casks. Erreichbar unter https://www.gns.de/media/2yjbxm43/nei-01_2018.pdf, Stand von 2018.
- /ROB 82/ Robinson, M. T., Oen, O. S.: On the Use of Thresholds in Damage Energy Calculation. Journal of Nuclear Materials, Nr. 110, S. 147–149, 1982.
- /ROB 94/ Robinson, M. T.: Basic physics of radiation damage production. Journal of Nuclear Materials, Nr. 216, S. 1–28, 1994.
- /ROW 24/ Rowold, F.: Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheit der Behandlung bestrahlter Brennelemente, Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle und radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Teilbericht zum AP 1: Bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS-715, Bd. 715, 82 S., ISBN 9783910548060, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, Januar 2024.
- /SAH 18/ Saha, U., Devan, K., Ganesan, S.: A study to compute integrated dpa for neutron and ion irradiation environments using SRIM-2013. Journal of Nuclear Materials, Bd. 503, S. 30–41, DOI 10.1016/j.jnucmat.2018.02.039, 2018.

- /SCH 23/ Schneider-Eickhoff, R.: Project MSTOR Metal Seal Performance under Conditions of Extended Storage, Tag 3, Session 49, Präsentation 96. In: World Nuclear Transport Institute (WNTI) (Hrsg.): PATRAM 2022, The 20th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials. 11. - 15. Juni 2023: Juan-les-Pins, France, 2023.
- /SCH 24/ Schneider-Eickhoff, R.: BGZ's Research on Long-Term Performance of Dual-Purpose Casks. In: Electric Power Research Institute (EPRI) (Hrsg.): Extended Storage Collaboration Program (ESCP). Charlotte, North Carolina, 21. - 22. Oktober 2024, Oktober 2024.
- /SHE 19/ Shengli, S., Bernard, D., Tamagno, P., Tommasi, J., Bourganel, S., Noguère, G., De Saint Jean Cyrille: Calculation and verification of neutron irradiation damage with differential cross sections. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, Nr. 456,1, S. 120–132, 2019.
- /SHI 11/ Shirai, K., Wataru, M., Saegusa, T., Ito, C.: Long-Term Containment Performance Test of Metal Cask. Hrsg.: IHLRWMC, 8 S.: Albuquerque, NM (USA), 2011.
- /SHO 15/ Short, M.: Radiation Stopping Power, Damage Cascades, Displacement and the DPA. Präsentation, 2015.
- /SPY 18/ Spykman, G.: Dry storage of spent nuclear fuel and high active waste in Germany—Current situation and technical aspects on inventories integrity for a prolonged storage time. Nuclear Engineering and Technology, Bd. 50, Nr. 2, S. 313–317, DOI 10.1016/j.net.2018.01.009, 2018.
- /STO 05/ Stoller, R., Mansur, L. K.: An assessment of radiation damage models and methods. Oak Ridge National Laboratory (ORNL), ORNL/TM, 2005/506, 39 S., 2005.

- /STO 13/ Stoller, R. E., Toloczko, M. B., Was, G. S., Certain, A. G., Dwaraknath, S., Garner, F. A.: On the use of SRIM for computing radiation damage exposure. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, Bd. 310, S. 75–80, DOI 10.1016/j.nimb.2013.05.008, 2013.
- /STU 22/ Stuke, M.: LEDA Long-term Experimental Dry Storage Analysis. In: Electric Power Research Institute (EPRI) (Hrsg.): Extended Storage Collaboration Program (ESCP), Workshop on Direct Disposal. Workshop on Direct Disposal, Charlotte, North Carolina, USA, 1. 2022.
- /SUB 24a/ Sublet, J.-C.: INDC Reporting - CRP Dpa Evaluation Primary Radiation Damage Cross Sections. Präsentation, International Atomic Energy Agency (IAEA).
- /SUB 24b/ Sublet, J.-C., Gilbert, M. R., Dudarev, S. L.: Radiation damage: beyond dpa: from nuclear data to materials sciences. Präsentation, United Kingdom Atomic Energy Authority (UKEA), CCFE.
- /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.
- /SUB 19/ Sublet, J.-C., Bondarenko, I. P., Bonny, G., Conlin, J. L., Gilbert, M. R., Greenwood, L. R., Griffin, P. J., Helgesson, P., Iwamoto, Y., Khryachkov, V. A., Khromyleva, T. A., Konobeyev, A. Y., Lazarev, N., Luneville, L., et al.: Neutron-induced damage simulations: Beyond defect production cross-section, displacement per atom and iron-based metrics. The European Physical Journal Plus, Bd. 134, Nr. 7, DOI 10.1140/epjp/i2019-12758-y, 2019.
- /SUN 23/ Sun, Y, Diao, S. Z., Liu, P. P., Zhan, Q., Wan F.R.: Anomalies in the calculation of dpa by using damage energy method based on full-cascades option of SRIM. Annals of Nuclear Energy, Nr. 183, 2023.

- /TZI 25/ Tzivaki, M.: Weiterentwicklung und Anpassung der numerischen Verfahren zur Inventarcharakterisierung zwischengelagerter radioaktiver Abfälle und Bewertung des Strahlungseinflusses. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS-815: Köln, Garching b. München, Berlin, Braunschweig, Mai 2025.
- /UNI 18/ United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA): FISPACT-II Downloads. Stand vom 26. Juli 2024, erreichbar unter <https://fispact.ukaea.uk/nuclear-data/downloads/>, abgerufen am 17. Dezember 2024.
- /UNI 21/ United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA): Spectra-PKA - FISPACT-II Wiki. Stand vom 18. September 2021, erreichbar unter <https://fispact.ukaea.uk/wiki/Spectra-PKA>, abgerufen am 17. Dezember 2024.
- /UNI 24/ United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA): GitHub - fispact/SPECTRA-PKA: primary knock-on atom (PKA) spectrum evaluator. Stand vom 17. Dezember 2024, erreichbar unter <https://github.com/fispact/SPECTRA-PKA>, abgerufen am 17. Dezember 2024.
- /WAR 16/ Warriar, M., Bhardwaj, U., Bukkuru, S.: Multi-scale Modeling of Radiation Damage: Large Scale Data Analysis. Journal of Physics: Conference Series, Bd. 759, S. 12078, DOI 10.1088/1742-6596/759/1/012078, 2016.
- /WAS 07/ Was, G. S.: Fundamentals of Radiation Materials Science, Metals and Alloys. 827 S., ISBN 9783540494720, DOI 10.1007/978-3-540-49472-0, Springer Berlin Heidelberg: Berlin, Heidelberg, 2007.
- /WAT 16/ Wataru, M., Shirai, K., Béziat, A., Ledrappier, F., Vulliez, K., Deschamps, B., Juliaa, J. F., Mirabel, L., Winkler, H.-P., Hüggenberg, R.: Ageing of HELICOFLEX® metallic gasket for spent fuel cask: results of sealing performances of a 100,000h campaign, Paper No.5026, PATRAM 2016. Kobe, Japan, 2016.
- /WER 17/ Werner, C. J.: MCNP6 User's Manual, Version 6.2, Manual Rev.0. Los Alamos National Laboratory, LA-UR-17-29981, Oktober 2017.

- /WER 18/ Werner, C. J.: MCNP Version 6.2, Release Notes, LA-UR-18-20808. Hrsg.: Los Alamos National Laboratory (LANL), LANL, 41 S.: Los Alamos, NM, USA, 2018.
- /WOO 10/ Wootan, D.: DPA Calculculational Methodologies Used in Fission and Fusion Reactor Materials Applications. Präsentation, Pacific Northwest National Lab (PNNL), 2010.
- /WOO 14/ Wootan, D.: MCNPX Calculation of DPA. Präsentation, Pacific Northwest National Lab (PNNL), RaDIATE Workshop, 2014.
- /ZAG 23/ Zaghdoudi, M., Kömmling, A., Jaunich, M., Wolff, D., Albouy, P.-A., Häcker, R., Stock, D.: Overview of Ongoing Reserch and Future Prospects on Polyethylene Netron Shielding Meterials at BAM, Tag 1, Session 8, Präsentation 188. In: World Nuclear Transport Institute (WNTI) (Hrsg.): PATRAM 2022, The 20th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials. 11. - 15. Juni 2023: Juan-les-Pins, France, 2023.
- /ZIE 24a/ Ziegler, J. F.: SRIM Tutorial 4 - Target Damage.
- /ZIE 08/ Ziegler, J., Biersack, J. P., Ziegler, M. D.: SRIM-The Stopping and Range of Ions in Matter. 405 S., 2008.
- /ZIE 10/ Ziegler, J. F., Ziegler, M. D., Biersack, J.: SRIM – The Stopping and Range of Ions in Matter (2010). 15 S., 2010.
- /ZIE 24b/ Ziegler, J. F.: SRIM & TRIM, Interactions of Ions with Matter. Stand vom 29. Oktober 2024, erreichbar unter <http://www.srim.org/index.htm>, abgerufen am 18. Dezember 2024.
- /ZIE 24c/ Ziegler, J. F.: Special Applications of TRIM, Ions starting with varying Energies, Angles and Depth. 4. November 2024.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Relevante Zeitskalen und davon abhängige Modellierungsmethoden /NOR 18a/, /SUB 24a/	13
Abb. 2.2	Schaden (Anzahl von Frenkel Paaren) von einem 78,7 keV PKA in Fe	20
Abb. 2.3	Darstellung der dpa-Berechnung in PHITS /IWA 18/.....	22
Abb. 2.4	Vergleich von dpa-Berechnung für Neutronen in SRIM und PHITS /FUK 12/	22
Abb. 2.5	Beispiel der verschiedenen Kombinationen von Codes um dpa zu berechnen in /NOO 20a/	31
Abb. 2.6	Methoden zur dpa Berechnung in MCNP®X /WOO 14/	36
Abb. 2.7	Funktionsweise der Ersatzkollisionen in SRIM /LIN 23/.....	37
Abb. 2.8	Beispiel des TRIM.DAT Files zur Berechnung von dpa durch Neutronen /ZIE 24c/.....	40
Abb. 2.9	Parameter in der [T-dpa] Section von PHITS /JAP 24c/	42
Abb. 2.10	Wirkungsquerschnitte in Eisen /BRI 04/	43
Abb. 2.11	Darstellung der Geometrie von Quelle und Target	47
Abb. 2.12	Visualisierung eines dpa-Tallys mit 100x100 Voxel auf der x-y-Ebene für Eisen	48
Abb. 3.1	Massenanteil der wichtigsten Actinoide für UO ₂ -Brennstoff.....	58
Abb. 3.2	Massenanteil der wichtigsten Actinoide für MOX-Brennstoff	58
Abb. 3.3	Aktivitätsabnahme für UO ₂ - und MOX-Brennstoff bis 300 Jahre nach Reaktorentladung	60
Abb. 3.4	Änderung des Anteils der Spaltprodukte und Actinoide an der Gesamtaktivität nach 5, 100 und 300 Jahren für UO ₂ -Brennstoff	61
Abb. 3.5	Änderung des Anteils der Spaltprodukte und Actinoide an der Gesamtaktivität nach 5, 100 und 300 Jahren für MOX-Brennstoff	62
Abb. 3.6	Abnahme der Nachzerfallswärmeleistung für UO ₂ - und MOX- Brennstoff bis 300 Jahre nach Reaktorentladung.....	63

Abb. 3.7	Änderung des Anteils der Spaltprodukte und Actinoide an der Gesamtwärmeleistung nach 5, 100 und 300 Jahren für UO_2 -Brennstoff	65
Abb. 3.8	Änderung des Anteils der Spaltprodukte und Actinoide an der Gesamtwärmeleistung nach 5, 100 und 300 Jahren für MOX-Brennstoff	65
Abb. 3.9	Schematische Darstellung des Sister Rod Project	69
Abb. 3.10	Hydrid-Gehalt in Abhängigkeit von der Position am Brennstab /HAN 22/	82
Abb. 3.11	Temperaturverteilung im Quer- und Längsschnitt für UO_2 -Brennstoff 100 Jahre nach Reaktorentladung	87
Abb. 3.12	Temperaturverteilung im Quer- und Längsschnitt für MOX- und UO_2 -Brennstoff 100 Jahre nach Reaktorentladung	87
Abb. 3.13	Querschnitt der Temperaturverteilung durch die Brennelemente im Zentrum des Behälters.....	88
Abb. 3.14	Längsschnitt der Temperaturverteilung durch die Brennelemente im Zentrum des Behälters.....	88
Abb. 6.1	Köcher-Konzepte nach GNS /RIR 18/, /GNS 23a/	115
Abb. 6.2	Angenähertes Köchermodell.....	116
Abb. 6.3	Köcher-System der GNS aus dem jeweiligen Produktblatt für DWR- und SWR-Sonderbrennstäbe /GNS 23a/	117
Abb. 6.4	Neutronenflussausbildung bzw. Dosisleistung für das berechnete Brennelement	119
Abb. 6.5	Köcher-Modell (XY Ansicht).....	121
Abb. 6.6	Ausbreitung des Neutronenflusses bzw. der Dosisleistung durch Neutronen in der Umgebung des Köchers nach 105 Jahren Abklingzeit	122
Abb. 6.7	MCNP-Modell für vier Köcher in einem generischen CASTOR-Modell...	123
Abb. 6.8	Optimierung des Teilchenflusses über ein MESH	124
Abb. 6.9	Berechnung der Ortsdosisleistung für 4 Köcher im Behälter	125
Abb. 6.10	Erste Weight Windows Berechnung für eine Dosisleistungsbestimmung in Quellnähe	126

Abb. 6.11	Dosisleistung aus Gammas und Neutronen bei einem Köcher im Behälter an den jeweiligen Detektorpositionen	128
Abb. 6.12	Gamma-Spektrum am Punkt der maximalen Gammadosis.....	128
Abb. 6.13	Ein Brennelement im Behälter	129
Abb. 6.14	Optimierter Strahlungsverlauf für die Detektoren im ersten Quadranten.....	130
Abb. 6.15	Veränderung der Masse der Alpha-Strahler mit der Zeit	134
Abb. 6.16	Energetischer Verlauf der Neutronenrate aus der (α ,n)-Reaktion vom Pu/Be.....	135
Abb. 6.17	Neutronenemissionsrate von den beiden Pu/Be-Lagerrohren	137
Abb. 6.18	Prozentuale Anteile der Alpha-emittierenden Nuklide zur Neutronenrate.....	138
Abb. 6.19	Neutronenquellraten von Brennelementen und Pu/Be-Quellen im Vergleich	140
Abb. 6.20	MCNP-Modell: Seitenansicht und Draufsicht eines vereinfachten Behälters für Brennelemente und Pu/Be-Quellen	141
Abb. 6.21	Oberflächendosisleistung am Mantel des Behälters durch Neutronen ...	142
Abb. 6.22	Ortsdosisleistungsänderung am Deckel des Behälters durch Neutronen.....	143
Abb. 6.23	MCNP®6 Ergebnis für die Neutronenstrahlenausbreitung beider Pu/Be-Rohre beim Schnitt durch den Behälter in der Höhe 250 cm	144
Abb. 6.24	MCNP®6 Ergebnis für die Neutronen-Strahlenausbreitung beider Pu/Be-Rohre im Deckel des Behälters in der Höhe 360 cm	144
Abb. 7.1	Schematische Darstellung des STEAG-Konzeptes.....	147
Abb. 7.2	Schematische Darstellung der STEAG Lagerbelegung.....	148
Abb. 7.3	Schematische Darstellung des WTI-Konzeptes	149
Abb. 7.4	Neutronenspektren mit maximalem Abbrand (65 GWd/MgSM, oben) und mittlerem Abbrand (40 GWd/MgSM, unten) für Abklingzeiten von 5 und 40 Jahren.....	151
Abb. 7.5	Photonenspektren mit maximalem Abbrand (65 GWd/MgSM, oben) und mittlerem Abbrand (40 GWd/MgSM, unten) für Abklingzeiten von 5 und 40 Jahren.....	152

Abb. 7.6	Neutronendosisleistung der Behälter im Zwischenlager an verschiedenen Positionen.....	155
Abb. 7.7	Neutronendosisleistung und relativer Fehler eines mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behälters (40 GWd/MgSM nach 5 Jahren) an Position 1	156
Abb. 7.8	Photonendosisleistung und relativer Fehler eines mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behälters (40 GWd/MgSM nach 5 Jahren) an Position 1	156
Abb. 7.9	Neutronen (links)- und Photonendosisleistung (rechts) eines mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behälters (65 GWd/MgSM nach 5 Jahren) an Position 1	157
Abb. 7.10	Neutronen (links)- und Photonendosisleistung (rechts) von neun mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behältern (65 GWd/MgSM nach 5 Jahren).....	159
Abb. 7.11	Photonendosisleistung von neun mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behältern (40 GWd/MgSM) nach 5 Jahren (links) und 40 Jahren (rechts) Abklingzeit	159
Abb. 7.12	Neutronendosisleistung von neun mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behältern (40 GWd/MgSM) nach 5 (links) und 40 Jahren (rechts) Abklingzeit	160
Abb. 7.13	Neutronendosisleistung eines mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behälters (65 GWd/MgSM nach 5 Jahren) in der Mitte (oben) und in einer Ecke (unten) einer Anordnung von neun Behältern	161
Abb. 7.14	Photonendosisleistung eines mit DWR 16x16 Brennelementen beladenen Behälters (65 GWd/MgSM nach 5 Jahren) in der Mitte (oben) und in einer Ecke (unten) einer Anordnung von neun Behältern	162
Abb. 8.1	Aufbau eines MOSAIK®-Behälters /GES 19/	165
Abb. 8.2	Schematische Darstellung der VBA Typ I, II und III aus /KTE 15/	166
Abb. 8.3	Konrad-Container Typ IV /BFS 15/	167
Abb. 8.4	Zerfall von Ag-108m, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Kr-85, Ra-226, Th-230, Th-232, U-235, U-238 und deren Tochternuklide	169
Abb. 8.5	Gammapektren von Co-60 (oben) und Sr-90 (unten) über 100 Jahre ..	170

Abb. 8.6	Dosisleistung von verschiedenen Inventaren in einem Fass mit VBA – in 1 m Abstand - über die Zerfallszeit von 100 Jahren.....	174
Abb. 8.7	Dosisleistung von verschiedenen Inventaren in einem Fass mit VBA nach einer Zerfallszeit von 10 Jahren bei 0, 100 und 200 cm Abstand von der Oberfläche	175
Abb. 8.8	Dosisleistung von verschiedenen Inventaren in einem KC-IV Behälter - in 1 m Abstand - über die Abklingzeit von 100 Jahren	176
Abb. 8.9	Dosisleistung von verschiedenen Inventaren in einem KC-IV nach einer Abklingzeit von 10 Jahren in 0, 100 und 200 cm Abstand von der Oberfläche.....	177
Abb. 8.10	Zwei nebeneinanderstehende Konrad-Container Typ IV, die in der Studie mit verschiedenen Techniken in MCNP® definiert wurden.....	178
Abb. 8.11	3x3x3 Lageranordnung von Konrad-Containern Typ IV auf einem Boden, abgeschirmt von einer Wand und einer Decke	183
Abb. 8.12	Dosisleistung einer Lageranordnung von 27 KC-IV, ohne Abschirmung (oben), hinter einer Wand (Mitte) und mit einem Dach (unten)	184
Abb. 8.13	Relativer Fehler der Dosisleistung einer Lageranordnung von 27 KC- IV in einem vollständigen Gebäude	184
Abb. 8.14	Schematische Darstellung der Simulationsgeometrie zur Selbstabschirmung	185

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Zeit und Energieskalen für Strahlungseffekte in Metalllegierungen /STO 05/	6
Tab. 2.2	Materialparameter für Eisen für das NRT-dpa und arc-dpa Modell /NSC 15/	11
Tab. 2.3	Methoden zur Modellierung der Interaktion von Strahlung und Strukturmaterialien /DEO 22/	14
Tab. 2.4	NRT-dpa Wirkungsquerschnitte und ihre Quellen	27
Tab. 2.5	Vollständige Bibliotheken für NRT-dpa und arc-dpa Berechnungen.....	29
Tab. 2.6	Vergleiche der Modellierungsmethoden von dpa Berechnungen	32
Tab. 2.7	Methoden zur dpa Berechnung in SRIM, reproduziert aus /LIN 23/	39
Tab. 2.8	Allgemeine Parameter der Simulationen in MCNP® und PHITS	47
Tab. 2.9	Dpa/Quelle in Eisen, Aluminium, Kupfer, Silizium, Mangan und Nickel für eine Monoenergetische Quelle und das Neutronenspektrum eines Behälters	48
Tab. 2.10	Dpa/Quelle in Eisen, Aluminium, Kupfer, Silizium, Mangan und Nickel für eine Monoenergetische Quelle und das Photonenspektrum eines Behälters	49
Tab. 2.11	Schwellenenergien zur Berechnung von NRT-dpa.....	50
Tab. 2.12	Dpa/Quelle in Eisen, Aluminium, Kupfer, Silizium, Mangan und Nickel für eine Monoenergetische Quelle und das Neutronenspektrum eines Behälters berechnet mit MCNP®6.2.....	51
Tab. 3.1	Randbedingungen für die Abbrand- und Abklingrechnung von UO ₂ - und MOX-Brennelementen	55
Tab. 3.2	UO ₂ - und MOX-Zusammensetzung Massenanteile der wichtigsten Spaltprodukte und Actinoiden im Vergleich für drei Abklingzeiten	57
Tab. 3.3	Radioaktivität für UO ₂ - und MOX-Brennstoff mit 55 GWd/Mg SM Abbrand bei unterschiedlichen Abklingzeiten	59
Tab. 3.4	Nuklide mit dem größten Anteil an der Gesamtaktivität für UO ₂ - Brennstoff in %	60
Tab. 3.5	Nuklide mit dem größten Anteil an der Gesamtaktivität für MOX- Brennstoff in %	62

Tab. 3.6	Nachzerfallswärmeleistung für UO ₂ - und MOX-Brennstoff mit 55 GWd/Mg SM Abbrand bei unterschiedlichen Abklingzeiten.....	63
Tab. 3.7	Nuklide mit dem größten Anteil an der Gesamt-Nachzerfallswärmeleistung für UO ₂ -Brennstoff in %	64
Tab. 3.8	Nuklide mit dem größten Anteil an der Gesamt-Nachzerfallswärmeleistung für MOX-Brennstoff in %	66
Tab. 3.9	Vergleich der Neutronen- und Gamma-Raten für UO ₂ - und MOX-Brennstoff für einen Abbrand von 55 GWd/Mg SM	67
Tab. 3.10	Untersuchte Brennstäbe im Sister Rod Projekt	69
Tab. 3.11	Auflistung der Experimente und Institute.....	70
Tab. 3.12	Zusammenfassung der experimentellen Befunde zur zerstörungsfreien Prüfung.....	75
Tab. 3.13	Auswahl der wichtigsten Tests zur zerstörenden Werkstoffprüfung	78
Tab. 3.14	Temperaturen an Behälter und Brennelementen für UO ₂ - und MOX-Brennstoff mit 55 GWd/Mg SM Abbrand bei unterschiedlichen Abklingzeiten	86
Tab. 5.1	Zusammenfassung und Bewertung der Degradationsmechanismen von Behälterkomponenten	108
Tab. 6.1	Abmessungen und Volumen eines generischen Köchers	116
Tab. 6.2	Massen der Einzelkomponenten.....	117
Tab. 6.3	Quellstärken für unterschiedliche Abklingzeiten errechnet durch die Codes SRCMCNP und NGSRC.....	118
Tab. 6.4	Maximale Dosisleistungswerte aus Neutronen- und Gammastrahlung nach 5 und 105 Jahren Abklingzeit für ein Brennelement in µSv/h.....	120
Tab. 6.5	Brennelement unabgeschirmt	120
Tab. 6.6	Ortsdosisleistung eines Köchers für Sonderbrennstäbe und eines Brennelementes unabgeschirmt im Vergleich	122
Tab. 6.7	Neutronen- und Gamma-Tally Ergebnisse für die radial angeordneten Punktdetektoren nach 5 Jahren Abklingzeit in µSv/h für einen Köcher	127
Tab. 6.8	Neutronen und Gammadosis an den Aufpunkten durch ein Brennelement um den Behälter in µSv/h nach 5 Jahren Abklingzeit	131

Tab. 6.9	Anzahl der in den Brennelemente-Zwischenlagern eingestellten Sonder- und Defektbrennstäbe zum Stichtag 31.12.2023	131
Tab. 6.10	Gewichtsanteile der Elemente an der PuBe-Mischung	133
Tab. 6.11	Nuklidzusammensetzung von Plutonium	133
Tab. 6.12	ORIGEN Ergebnisse für 32 Pu/Be-Quellen mit einer Pu-239 Masse von 287 g (Gesamtmasse 585 g).....	136
Tab. 6.13	Berechnungsergebnisse der Neutronenemission durch (α ,n)-Reaktionen durch NGSRC	137
Tab. 6.14	Abbrand-Ergebnisse als Aktivität, Nachzerfallswärme und Neutronenemissionen für ein-WWER-BE mit der Abklingzeit in Jahren	139
Tab. 6.15	Materialliste für die MCNP-Rechnungen	142
Tab. 7.1	Abmessungen des generischen Transport- und Lagerbehälters	150
Tab. 7.2	Einzelne Komponenten des generischen Behältermodells und deren Materialien	150
Tab. 7.3	Quellenintensität für die untersuchten Konfigurationen von Abbrand und Abklingzeit	154
Tab. 8.1	Abmessungen für einen MOSAIK®-Behälter vom Typ M II-15 EI /BRE 15/, /GES 19/	165
Tab. 8.2	Abmessungen des Konrad-Containers Typ IV /BRE 15/	167
Tab. 8.3	Darstellung des Auswahlverfahrens für Quellnuklide	171
Tab. 8.4	Gamma-Quellintensität für die Berechnung der Dosisleistung (Photonen/s).....	172
Tab. 8.5	Dosisleistung und Fehler des Basisfalls	179
Tab. 8.6	Dosisleistung und Fehler der SSW/SSR Methode	182
Tab. 8.7	Dosisleistung und Fehler der 3x3x3 KC-IV Lageranordnung in verschiedenen Skyshine Konfigurationen	184
Tab. 8.8	Dosisleistung und Fehler der 1x3-Lageranordnung in verschiedenen Selbstabschirmungskonfigurationen	186

**A Anhang A: Bericht der TÜV Nord EnSys GmbH & Co. KG zum
Vorhaben 4723E03260**

**Weiterentwicklung des Standes von
Wissenschaft und Technik bei der Sicherheit der
Behandlung bestrahlter Brennelemente,
Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle und
radioaktiver Abfälle
mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung**

**Beitrag der TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG zum
Abschlussbericht der GRS für das Vorhaben 4723E03260**

Referenz: Vertrag 4723E03260 – 855367 – UA 3655

Dieser Bericht wurde im Auftrag der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH im Rahmen des Vorhabens 4723E03260 erstellt. Der Auftraggeber behält sich im Rahmen seiner Beauftragung durch das BMUKN alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung zitiert, ganz oder teilweise vervielfältigt werden bzw. Dritten zugänglich gemacht werden.

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

Anmerkungen zum vorliegenden Dokument

Bei dem vorliegenden Dokument handelt es sich um den Beitrag der TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG zum Abschlussbericht des Vorhabens 4723E03260 „Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheit der Behandlung bestrahlter Brennelemente, Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle und radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung“. Dieses Dokument ist in seiner jetzigen Form vertraulich zu behandeln, ist nicht zitierfähig und nur im Rahmen des auf der Titelseite angeführten Projektes zu verwenden. Nach Freigabe durch den Projektträger GRS unterliegt es den vertraglich vereinbarten Bedingungen des Abschlussberichtes der GRS.

Hannover, den 25.08.2025

Kurzfassung

Der vorliegende Beitrag zum Abschlussbericht der GRS ist eine Fortführung der Berichte /TÜV 01/ von 2017 und /TÜV 02/ von 2023. Er stellt den Stand der Erkenntnisse des TÜV NORD auf dem Gebiet der erweiterten Zwischenlagerung von abgebrannten Brennstäben und verglasten hochradioaktiven Abfällen dar. In /TÜV 01/ wurden im Rahmen einer vertieften Bestandsanalyse die Grundlagen für den Nachweis der Intaktheit der Inventare von Behältern für die trockene Zwischenlagerung dargestellt. Diese Arbeiten wurden in einem Nachfolgeprojekt weitergeführt und in dem Bericht /TÜV 02/ dokumentiert. Dabei wurde jeweils der zum Zeitpunkt der Erstellung des Berichts existierende Ist-Zustand betrachtet.

Der vorliegende Bericht beinhaltet die Ergebnisse der Fortführung der Studien /TÜV 01/ und TÜV 02/. In den fortgeführten Bestandsanalysen kommen wir heute zu dem Ergebnis, das die in den beiden Vorprojekten ermittelten Ergebnisse weiterhin Bestand haben. Die bis 2023 ermittelten Belastungen der Brennelemente von Leichtwasserreaktoren, die bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb abgetragen werden müssen, sind auch in neu hinzugekommenen Erweiterungen bezüglich der Zwischenlagerfähigkeit, Transportfähigkeit und der Endlagerfähigkeit unverändert. Nach wie vor sind die Themen der Wasserstoffaufnahme im Hüllrohrmaterial und die Hydridausscheidungen in Bezug auf die Zwischenlagerfähigkeit sowie die integralen Versuche zum Brennstabverhalten (z.B. ESCP und SKIP) Gegenstand des nationalen und internationalen Interesses. Die Ergebnisse der integralen Langzeitversuche liegen noch nicht öffentlich vor. Neueste Veröffentlichungen zum SPIZWURZ Projekt berichten, das sich zunächst nicht nachvollziehbare Ergebnisse für das Dehnverhalten eines Hüllrohrmaterials ergeben haben.

Für die Brennelemente der Kugelhaufen-Versuchsreaktoren AVR und THTR und für die Brennelemente des RFR ist die Zwischenlagerfähigkeit für die 40-jährige Lagerung nachgewiesen und durch entsprechende Genehmigungen bestätigt. Für die metallischen Brennstoffe des FRM II, BER II und des FRMZ stehen die Genehmigungen für die trockene 40-jährige Zwischenlagerung noch aus. Nach dem jetzigen Kenntnisstand liegen keine Erkenntnisse vor, die gegen die Lagerfähigkeit der Inventare sprechen. Für die Kugelelemente und die Aluminium-basierten Brennelemente ist das Rückhaltevermögen flüchtiger Spaltprodukte eine wesentliche Eigenschaft, die für eine verlängerte Zwischenlagerung neu betrachtet werden sollte.

Die Modellierung des Brennstabverhaltens aus den Vorprojekten /TÜV 01/, /TÜV 02/ zur integralen Betrachtungsweise haben wir in diesem Projekt fortgeführt. Es wurden weitere statistische Analyseparameter eingeführt. Es handelt sich dabei um die Korrelationsparameter nach Pearson und Spearman sowie eine Bewertung der Aussage der Kovarianz. Hierzu wurde ein Satz von 16 Eingangsparametern und drei Ausgangsparametern gewählt. Die Eingangsparameter wurden sowohl einzeln als auch zusammen variiert und deren Auswirkung auf die drei Ausgangsparameter analysiert. Die Ergebnisse werfen einige Fragen auf, die weiter eruiert werden sollten.

Wie in den Vorprojekten haben wir aus den Ergebnissen der hierbeschriebenen Ergebnisse Schlussfolgerungen und Empfehlungen abgeleitet. Im Wesentlichen haben die Schlussfolgerungen und

Empfehlungen aus dem Vorprojekt weiter Bestand. Jedoch sind einige Empfehlungen bezogen auf die vorliegenden Arbeiten hinzugekommen.

Beauftragung

Das Vorhaben schließt inhaltlich an die Vorhaben 4715E03310 „Neue Entwicklungen bei der längerfristigen trockenen Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und verglasten hoch-radioaktiven Abfällen“ sowie 4720E03366 „Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheit der Behandlung bestrahlter Brennelemente, Wärme entwickelnder radio-aktiver Abfälle und radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung“ an.

Der von der TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG zu bearbeitende Themenschwerpunkt soll wie im Vorprojekt die verlängerte trockene Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen in Transport- und Lagerbehältern umfassen.

Vor diesem Hintergrund ergeben sich für die TÜV NORD EnSys folgende Arbeitspakete:

- AP 1. Überprüfung und ggf. Aktualisierung der in den beiden Vorprojekten erzielten Ergebnisse in der Bestands- und Gap-Analyse.
- AP 2. Fortführung der Evaluierung von zwischenzeitlich durchgeführten und noch laufenden Experimenten zum Inventarverhalten während der trockenen Zwischenlagerung.
- AP 3. Evaluierung der Eigenschaften von besonderen Inventaren aus Forschungs- und Prototypischen-Reaktoren mit metallischen Brennstoffen (MTR) und Graphitkugeln (AVR/HTR) in Bezug auf eine verlängerte Zwischenlagerung.
- AP 4. Unsicherheitsanalysen und Bestimmung der Margen des jetzigen Nachweisverfahrens am Beispiel von DWR-Brennelementen auf Basis der integralen Modellierung unter Anwendung der im Vorhaben FKZ 4720E03366 erarbeiteten probabilistischen Methoden.
- AP 5. Ableitungen von Schlussfolgerungen unter Berücksichtigung der Ergebnisse des Vorhabens FKZ 4720E03366 (2020-2023).

Durch dieses Vorhaben sollen zusätzliche Informationen und der Umgang mit erforderlichen Daten bereitgestellt und bestehende fortgeschrieben werden, um mögliche Konzepte und Strategien einer künftigen Zwischenlagerung sicherheitstechnisch umfassend bewerten zu können. Anknüpfend an Untersuchungen aus den Jahren 2009, 2012, 2017 und 2020 bis 2023 soll darüber hinaus für die einzelnen Themenbereiche dem fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik folgend auch der internationale Stand der Entwicklungen berücksichtigt werden.

Die Ergebnisse dieser Arbeitspakete sind in dem vorliegenden Abschlussbericht zusammenfassend wiedergegeben.

Inhaltsverzeichnis

1	Überprüfung und Fortführung der Bestands- und Gap-Analyse.....	8
1.1	Beschreibung des Ist-Zustandes.....	10
1.2	Erweiterte Einflussfaktoren	12
1.3	Erforderliche Informationen.....	13
1.4	Zusammenfassung der fortgeführten Bestandsanalyse	14
2	Überprüfung und Aktualisierung der in den beiden Vorprojekten erzielten Ergebnisse in der Evaluierung von Experimenten zum Inventarverhalten	15
3	Evaluierung der Eigenschaften von besonderen Inventaren aus Forschungs- und Prototypischen-Reaktoren mit metallischen Brennstoffen (MTR) und Graphitkugeln (AVR/HTR) in Bezug auf eine verlängerte Zwischenlagerung.....	17
3.1	Betriebselemente der Kugelhaufenreaktoren AVR und THTR	18
3.2	Metallische Brennelemente auf Aluminiumbasis	19
3.2.1	Berliner Experimentier-Reaktor (BER II)	20
3.2.2	Forschungsreaktor München II (FRM II)	21
3.3	Forschungsreaktor Mainz FRMZ.....	21
3.4	Rosendorfer Forschungsreaktor RFR	22
3.5	Zusammenfassende Bewertung	22
4	Unsicherheitsanalysen und Bestimmung der Margen des jetzigen Nachweisverfahrens am Beispiel von DWR-Brennelementen auf Basis der integralen Modellierung unter Anwendung der im Vorhaben FKZ 4720E03366 erarbeiteten probabilistischen Methoden	24
4.1	Zusammenfassung der bisherigen Arbeiten und Ergebnisse sowie weitere durchgeführte Anpassung der Analysewerkzeuge	24
4.2	Matrix der durchzuführenden Rechnungen in Bezug auf Eingabe- und Modellparameter und der zu betrachtenden Ergebnisgruppen	33
4.3	Analyse der Rechenergebnisse in Bezug auf die gewürfelten Eingangsgrößen.....	36
5	Ableitungen von Schlussfolgerungen unter Berücksichtigung der Ergebnisse des Vorhabens FKZ 4720E03366 (2020-2023).	49

6	Abbildungsverzeichnis	51
7	Tabellenverzeichnis	52
8	Literaturverzeichnis	53
9	Anlagen.....	59
9.1	Anlage 1 - Überprüfung der Belastung in den Belastungsphasen von 2017 und 2023	59
9.2	Anlage 2 - Inventarerweiterungen seit 2017 - Belastungen in den Belastungsphasen	69

1 Überprüfung und Fortführung der Bestands- und Gap-Analyse

In dem Vorgängerprojekt /TÜV 01/ wurde eine vertiefte Bestandsanalyse des IST-Zustands erstellt und ein Ausblick auf eine Verlängerung der Zwischenlagerzeit über 40 Jahre hinaus gegeben. Dies beinhaltet eine Beschreibung des Ist-Zustandes in der Nachweisführung zur Brennelementintegrität, die Ermittlung von zu dem Zeitpunkt absehbaren Einflussfaktoren auf die Zwischenlagerfähigkeit unter Einbezug der Transportierbarkeit und einer anschließenden Endlagerfähigkeit. Weiterhin wurde eine Identifizierung der aus Herstellung und Betrieb erforderlichen Informationen für die zum Zeitpunkt des Abschlusses des Vorhabens /TÜV 01/ benötigten Informationen aus der Herstellung und dem Betrieb der Brennelemente durchgeführt.

In dem anschließenden Projekt /TÜV 02/ wurde die Bestandsanalyse fortgeführt und die im Projekt /TÜV 01/ ermittelten Ergebnisse wurden inhaltlich bestätigt. Neu hinzugekommen ist die Erkenntnis, dass der in den Hüllrohren enthaltene Wasserstoff nicht in den Betrachtungen zur Hüllrohrintegrität berücksichtigt wird. Wir haben dazu in /TÜV 02/ eine entsprechende Empfehlung formuliert, diesen Aspekt in die Beladedokumentation aufzunehmen, sofern diese verfügbar und verwertbar sind.

Die bisher im Rahmen der Vorgängerprojekte /TÜV 01/ und /TÜV 02/ durchgeführten Bestandsanalysen beinhalten die Grundlagen für die Nachweise der Intaktheit der Inventare der in Deutschland verwendeten Transport- und Lagerbehälter für die trockene Zwischenlagerung. Es wurde dabei der jeweils gültige Stand der Nachweisverfahren für die zurzeit genehmigte Aufbewahrungsdauer von 40 Jahren zugrunde gelegt.

Für die Betrachtungen zu den Nachweisen der Intaktheit der Behälterinventare wurden das kerntechnische Regelwerk /BMUKN 01/, die Empfehlung der Entsorgungskommission (ESK) mit den „Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern“ /ESK 01/ herangezogen. Diese Grundlagen gelten auch für die vorliegende Fortführung der Berichte. In der Zwischenzeit hat die ESK ein Positionspapier für die „Verlängerte Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und sonstiger hochradioaktiver Abfälle in Abhängigkeit von der Auswahl des Endlagerstandorts“ /ESK 02/ herausgegeben. In dem Positionspapier wird unter anderem angeführt:

„Die sicherheitstechnische Nachweisführung sollte auf einer schutzzielorientierten Vorgehensweise beruhen. Dabei ist insbesondere der Umgang mit Unsicherheiten und Konservativitäten zu regeln. Dies betrifft u. a. folgende Aspekte:

- *Verwendung realistischer Behälter- und Inventardaten,*
- *Nachweis der Handhabbarkeit der Brennelemente bei der Zwischenlagerung/Ausschluss systematischen Hüllrohrversagens,*
- *Festlegung auslegungsüberschreitender Störfälle und zugehöriger Eintrittswahrscheinlichkeiten,*
- *Zulässigkeit des Einsatzes von probabilistischen Nachweismethoden.“*

Diese im Positionspapier der ESK /ESK 02/ genannten Aspekte verfolgen nach unserer Auffassung die gleichen Ziele, die wir in unseren bisherigen Arbeiten /TÜV 01/ und /TÜV 02/ mit den hier vorgestellten Arbeitsergebnissen verfolgen. Unser Hintergrund dazu basiert jedoch auf den Sicheranforderungen für Kernkraftwerke /SiAnf/ und den Anforderungen der KTA 3103.3 /KTA 01/, in denen die Unsicherheiten in der Nachweisführung, Anforderungen an die statistische Nachweiseverfahren und die Validierung dieser Verfahren für die Auslegung und den Betrieb von LWR-Brennelementen bereits adressiert werden. Da diese Anforderungen im Reaktorbetrieb Anwendung finden, aus dem die Eingangsdaten für die trockene Zwischenlagerung der Brennelemente in Behältern stammen, sind diese Anforderungen auch für die Bewertungen für die trockene Zwischenlagerung sinngemäß anzuwenden.

Weiterhin gelten die Anforderungen des Strahlenschutzgesetzes (StrlSchG) /StrlSchG/ und der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) /StrlSchV/ nach den Grundsätzen der Rechtfertigung (§ 6 StrlSchG) und der Vermeidung von unnötigen Exposition und Dosisreduzierung (§ 8 StrlSchG) unverändert. In § 8 StrlSchG wird festgelegt, dass Expositionen und Kontaminationen von Mensch und Umwelt bei der Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen nach § 6 des Atomgesetzes (AtG) /AtG/ so gering wie möglich zu halten sind und hierbei der Stand von Wissenschaft und Technik zu beachten ist.

Unverändert sind ebenfalls die daraus abzuleitenden Anforderungen an die Inventare:

- Die Intaktheit der Inventare,
- die Beibehaltung der Geometrie und
- eine uneingeschränkte Handhabbarkeit.

Gegenüber unserer Bestandsanalyse für das Vorgängervorhaben /TÜV 01/ und deren Fortführung /TÜV 02/ haben sich diese abgeleiteten Anforderungen an die Inventare auch unter Berücksichtigung des Strahlenschutzgesetzes /StrlSchG/ und der aktuellen Strahlenschutzverordnung /StrlSchV/ nicht geändert. Die Rechtslage ist in Bezug auf unsere Ableitungen der Anforderungen an die Inventare unverändert.

Ziel dieses Berichts ist es, die in /TÜV 01/ und /TÜV 02/ herausgearbeiteten Belastungsarten, die im Rahmen der trockenen Zwischenlagerung auf Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle in Behältern wirken, mit dem heutigen Stand der Wissenschaft und Technik abzugleichen und ggf. fortzuschreiben, sollten sich neue Erkenntnisse über neue, noch nicht betrachtete Belastungen auf die Inventare seit 2023 ergeben haben.

1.1 Beschreibung des Ist-Zustandes

In /TÜV 01/ wurden die Belastungen, die von LWR-Brennelementen bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb abgetragen werden müssen, tabellarisch dargestellt und in unserem Bericht /TÜV 02/ überprüft.

Die Betrachtungen der Nachweise, die für die Belastung von Brennelementen erbracht werden müssen, ergaben, dass in der Nachweisführung für die trockene Zwischenlagerung von LWR-Brennelementen über einen Zeitraum von 40 Jahren nur der Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens sicherzustellen ist /TÜV 01/, /TÜV 02/. Dazu sind die Nachweise zu erbringen, dass die maximale Hüllrohrtemperatur während der Abfertigung und Zwischenlagerung den Wert von maximal 370 °C nicht übersteigt sowie die Tangentialspannung im Hüllrohr maximal 120 N/mm² und die tangentielle Kriechdehnung zum Ende der Zwischenlagerzeit maximal 1 % beträgt /TÜV 01/, TÜV 02/. Für die Belastungen der Brennelementstruktur waren zur Anfertigung des Berichts 2017 /TÜV 01/ und auch 2023 /TÜV 02/ keine zusätzlichen Nachweise erforderlich, da die Auslegung für den Reaktorbetrieb weiterhin als ausreichend betrachtet wurde.

Mit dem Stand von Wissenschaft und Technik waren 2017 und 2023 für den Zeitraum einer 40-jährigen trockenen Zwischenlagerung keine Versprödungseffekte der Brennelementstruktur oder der Brennstäbe als Schadensmechanismen zu unterstellen /TÜV 01/, /TÜV 02/.

Im Rahmen dieses Berichtes gehen wir zunächst auf die in den Berichten /TÜV 01/ und /TÜV 02/ aufgeführten Belastungen ein und bewerten sie im Hinblick auf eine 40-jährige Zwischenlagerung nach dem heutigen Wissensstand (siehe auch Anlage 9.1)

Im Hinblick auf eine 40-jährige Zwischenlagerung ergeben sich auch nach dem heutigen Wissensstand gegenüber den in /TÜV 01/ und /TÜV 02/ vorgenommenen keine neuen Bewertungen der in Tabelle 9-1 aufgeführten Belastungen und Nachweise. Die Tabelle 9-1 in Kapitel 9, Anlage 1 ist gegenüber dem Bericht /TÜV 02/ aus 2023 inhaltlich unverändert. Im Sinne der Vollständigkeit haben wir sie diesem Bericht hinzugefügt.

Mit dem Stand 2025 ist die in /TÜV 01/ und /TÜV 02/ vorgenommene Betrachtung weiterhin abdeckend. Die Nachweise zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens sind weiterhin die einzigen zu erbringenden Nachweise, die für die Sicherstellung der Integrität der Hüllrohre in abgebrannten Brennelementen erbracht werden müssen. Eine zusätzliche Anforderung an einen Nachweis ist für die 40-jährige Zwischenlagerung nicht vorhanden.

Seit der Identifizierung der Belastungen auf abgebrannte LWR-Brennelemente und die für die trockene Zwischenlagerung zu erbringenden Nachweise in den Vorgängerprojekten 2017 und 2023 sind heute mögliche weitere Belastungen aufgrund von Erweiterungen der Behälterinventare oder von neuen Erkenntnissen zu identifizieren, die in diesem Bericht beschrieben werden sollen. Dabei soll wie auch in /TÜV 01/ und /TÜV 02/ eine Betrachtung zu den Nachweisen durchgeführt werden, die für diese Belastungen zu erbringen sind und die nach aktuellem Kenntnisstand nicht ohne

weitere Betrachtungen über den jetzt genehmigten Zeitraum von 40 Jahren ab Beladung geführt werden können.

Hinsichtlich der Inventare sind zwischenzeitlich ab dem Jahr 2018 bzw. 2023 verschiedene Inventarerweiterungen beantragt oder bereits genehmigt worden. Sie betreffen im Wesentlichen eine Erweiterung der Inventare um

- Sonderbrennstäbe in Köchern für Sonderbrennstäbe (KSBS)
- Mischbeladungen von KSBS und Brennelementen
- Sonder-Brennelemente mit maximalen mittleren Brennelement-Abbränden bis 80 GWd/MgSM, mit gekapselten Brennstäben und mit Brennstab-Leerpositionen
- Erweiterte Misch-Beladekonfigurationen von MOX- und Uran-Brennelementen
- Beladekonfigurationen mit Begrenzung der maximalen mittleren Abbrände von Uran- und ERU-Brennelementen auf 11 GWd/MgSM
- Verzicht auf eine Rückkühlung des Inventars bei bis zu zwei defekten Brennstäben in der Nassphase der Trocknung, wenn die Beladung eine Wärmeleistung von mindestens 25 kW aufweist. Der Trocknungsnachweis muss dann nach der PV 102 erfolgen und eine Filterkerze zur Trocknung der Behälteratmosphäre ist einzusetzen.

Weiterhin ist die Entsorgung von Steuerelementfingern in den Führungsrohren der Brennelemente in den Transport- und Lagerbehältern für ein Standortzwischenlager beantragt.

Im Vorprojekt /TÜV 02/ haben wir die Erkenntnisse aus Weiterleitungsnachrichten, internationalen Meldungen zu Ereignissen und Veröffentlichungen mit möglichem Bezug zur trockenen Zwischenlagerung mit folgenden Ergebnis zusammengetragen:

- Übermäßige Korrosion an Brennstabhüllrohren aus dem Material M5 /WLN 01/
- Aspekte der Handhabungseinwirkung beim Lösen eines Brennstabbündels vom Brennelementkopf auf die Brennelement-Tragstruktur /WLN 02/
- Beschädigungen im Rahmen von Handhabungsvorgängen an Brennelementen /IRS 06/, /IRS 01/ oder an Transport- bzw. Lagerbehältern /IRS 07/
- Defizite bei Auslegung und Betrieb von Kranen, Hebezeugen und Lastanschlagspunkten /IRS 02/
- Fehlbeladungen von Transportbehältern /IRS 03/
- Verformungen an Wasserstäben (Tragstruktur) von SWR-Brennelementen und Kontakt mit/von benachbarten Brennstäben bei der Bekastung /IRS 04/
- Ausfall der Kühlung eines Brennelement-Transportbehälters während der Vakuumtrocknung /IRS 05/

Neu hinzugekommen sind von 2023 bis einschließlich Mai 2025:

- Fehler bei einsatzabhängigen Daten für die Annahmebedingungen von Transport und Lagerbehältern von zwei Brennelementen /WLN 03/
- Auffälligkeiten bei der Nachweisführung von CASTOR-Beladekonfigurationen /WLN 03/
- Abweichungen bei der CASTOR-V/19-Vorbeladedokumentation /WLN 04/
- Nicht hergestellte Verriegelung einer Innengehängelasche bei der CASTOR-Abfertigung /WLN 04/

Unsere Bewertungen aus dem Vorprojekt von 2023 /TÜV 02/ haben weiterhin Bestand. Bei den neu hinzugekommenen Ereignissen, die die Brennelementdaten und die Nachweisführung zur Einhaltung der Einlagerungsbedingungen sowie deren Dokumentation betreffen, wurden entsprechende Korrekturmaßnahmen ergriffen. Aus dem Auftreten solcher Ereignisse, die insgesamt nicht zu einer Verletzung der Schutzziele führten, lässt sich ableiten, dass bei einer erneuten Bewertung die originalen Basisdaten aus dem Reaktorbetrieb bis zur Einlagerung herangezogen werden sollten, wie es bereits in den Vorprojekten 2017 /TÜV 01/ und 2023 /TÜV 02/ dargelegt und in diesem Projekt (Kapitel 4) fortgesetzt wurde.

Bezüglich der von uns im ersten Projekt 2017 /TÜV 01/ ermittelten und im Vorprojekt 2023 /TÜV 02/ überprüften aufgeführten, nach Belastungsphasen gegliederten Belastungen (siehe Anlage 9-1 im Anhang) und den 2023 ermittelten Belastungen aus den Inventarerweiterungen ab 2017 (siehe Anlage 9-2 im Anhang) ergeben sich mit dem aktualisierten Ist-Zustand keine neuen Erkenntnisse und Anforderungen, die bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb zusätzlich abgetragen werden müssen.

1.2 Erweiterte Einflussfaktoren

Die in dem Vorprojekt 2017 /TÜV 01/ identifizierten und im Projekt 2023 /TÜV 02/ überprüften Einflussfaktoren für eine verlängerte Zwischenlagerung, die für die Zwischenlagerfähigkeit der Inventare von Interesse sind und die zu einem systematischen Versagen einer Barriere wie z. B. den Hüllrohren der Brennstäbe führen können, sind nach wie vor gültig:

- Versprödung durch Wasserstoff
- Delayed hydrogen cracking
- Ausheilung der Strahlungsversprödung
- Druckanstieg im Brennstab durch weitere Freisetzung von gasförmigen Spaltprodukten
- Veränderung der Mikrostruktur des Materials
- Druckanstieg durch Gas aus defekten Brennstäben
- Hydrid-Reorientierung bei wechselnden Temperaturen, insbesondere bei geringen Wasserstoffgehalten (hinzugekommen 2023 vgl. /TÜV 02/)

Als Einflussfaktoren auf die Transportfähigkeit hatten wir identifiziert:

- Versprödung durch Wasserstoff
- Druckanstieg im Brennstab durch weitere Freisetzung von gasförmigen Spaltprodukten

Im Hinblick auf die Endlagerfähigkeit kamen wir zu dem Ergebnis, dass alle Einflussfaktoren der Zwischenlagerfähigkeit auch für die Endlagerfähigkeit gelten. Kommt es zu einer Rückholung, so gelten wiederum auch alle Einflussfaktoren der Transportfähigkeit. Hinzugekommen ist aufgrund aktueller Diskussionen der Aspekt der Konditionierung, die vor einer Endlagerung der Inventare, hier Brennelemente und HAW-Kokillen, erforderlich sein wird. Diese richtet sich nach dem Wirtsgestein, der Lagertechnik und der Option zur Rückholung bzw. Bergung für einen avisierten Zeitraum. Die Konditionierung sollte zu einer Fixierung der Inventare führen, um eine Verlagerung der Abfälle möglichst zu verhindern, auch wenn z.B. Brennstäbe zuvor systematisch versagt haben.

1.3 Erforderliche Informationen

Im Hinblick auf die für den angewandten Bewertungsprozess für die trockene Zwischenlagerung erforderlichen Informationen kamen wir in unserer vertieften Bestandsanalyse /TÜV 01/ und deren Überprüfung /TÜV 02/ zu dem Ergebnis, dass die verwendeten Daten in die Beladedokumentation, z. B. in die Formblätter der Ausführungsbestimmungen zu den Technischen Annahmebedingungen (ABTA), übertragen werden und für die Zwischenlagerzeit und als Dokumentation für spätere Bewertungen zur Verfügung stehen. Im Sinne der hier angewandten Kriterien für die 40-jährige trockene Zwischenlagerung bewerteten wir die Daten als vollständig und ausreichend.

Diese Bewertung gilt auch für die zwischenzeitlich mit in die Betrachtungen einzubeziehenden KSBS. Die für sie erforderlichen Informationen sind mit den zugehörigen Vorprüfunterlagen einschließlich der Auslegungsnachweise sowie der Herstellungsdocumentation und den im Rahmen ihrer Beladung zu erbringenden Nachweise vorhanden. Die hiervon verwendeten Daten werden in die Beladedokumentation, z. B. in die Formblätter der ABTA, übertragen.

Schon in unserer Bestandsanalyse /TÜV 01/ und deren Überprüfung /TÜV 02/ hatten wir die potenzielle Versprödung der Brennelementmaterialien, die für die Dichtheit der Brennstäbe und die der Geometrieerhaltung dienen, durch den in diesen Materialien enthaltenen Wasserstoff als wesentlichen Einflussfaktor identifiziert und diesem Phänomen den höchsten Wert im Ranking zugewiesen. Daher hatten wir beispielhaft u. a. für den Wasserstoffgehalt im Hüllrohrmaterial mittels einer brennstabspezifischen Analyse die Daten identifiziert, die bei einer verlängerten Zwischenlagerung je nach Problemstellung benötigt werden könnten. Wir empfehlen, diese Informationen zu den bereits in den Beladedokumentationen enthalten inventarspezifischen Informationen hinzuzufügen, sofern diese verfügbar und übertragbar sind. Im Sinne dieser Empfehlung haben sich gegenüber unserer Bestandsanalyse /TÜV 01/ und deren Überprüfung 2023 /TÜV 02/ zwischenzeitlich keine Änderungen ergeben, sodass unsere Empfehlung weiterhin Bestand hat.

Die nach heutigem Kenntnisstand zur Bewertung des als neuen Einflussfaktor identifizierten Effektes, dass geringe Wasserstoffgehalte zu langen radialen Hydriden führen können, erforderlichen

Informationen sind im Umfang der in der Bestandsanalyse /TÜV 01/ identifizierten Daten nach wie vor enthalten.

1.4 Zusammenfassung der fortgeführten Bestandsanalyse

Es wurde als wesentlicher Einflussfaktor auf alle Bereiche die potenzielle Versprödung der Brennelementmaterialien, die für die Dichtheit der Brennstäbe und die der Geometrieerhaltung dienen, durch den in diesen Materialien enthaltenen Wasserstoff identifiziert. Nach dem jetzigen Stand der Analysen hat dieses Phänomen den höchsten Wert im Ranking.

Wir empfehlen daher weiterhin, wie bereits in unseren Bestandsanalysen /TÜV 01/, /TÜV 02/, diese Informationen zum Wasserstoffgehalt zu den zurzeit bereits in den Beladedokumentationen enthalten inventarspezifischen Informationen hinzuzufügen, sofern diese verfügbar und übertragbar sind.

2 Überprüfung und Aktualisierung der in den beiden Vorprojekten erzielten Ergebnisse in der Evaluierung von Experimenten zum Inventarverhalten

Im Vorprojekt /TÜV 02/ haben wir nationale und internationale Forschungsprogramme der letzten Dekade verfolgt, die nach unserem Ermessen eine Relevanz für das Inventarverhalten bei einer verlängerten Zwischenlagerung über 40 Jahre hinaus haben könnten. Wir verfolgen als Sachverständigenorganisation auch solche Projekte im Rahmen unseres Kompetenzerhalts auf dem Gebiet der Zwischenlagerung, um nach dem Stand von Wissenschaft und Technik unsere Beurteilungen erstellen zu können. Im Vorprojekt hatten wir hierzu folgende Themenschwerpunkte ausgewählt:

- Wasserstoffaufnahme und die Reorientierung von Hydriden mit wechselnden thermischen und mechanischen Belastungen der Brennstabhüllrohre
- Messungen von Hüllrohrtemperaturen im Behälter während der Trocknung und während der Lagerung in instrumentierten Behältern
- Veränderungen des Brennstoffs während der Lagerung (Spaltgasfreisetzung und Schwellen) mit Auswirkungen auf das Hüllrohrverhalten
- Experimentelle Simulationen des Brennstabverhaltens während der Lagerung in Laboren als integrale Tests und an Proben.
- Transportstudien zur Validierung von Analysen zur Versprödung der Hüllrohre durch Korrosion, Sauerstoff- und Wasserstoffaufnahme

Bei unserer Auswahl sollen die Projekte Themen bearbeiten, die die Validierung bestehender Modelle unterstützen bzw. die Implementierung neuer Modelle und deren Validierung fördern. Da der TÜV NORD selbst an den Experimenten nicht beteiligt ist, sind wir auf öffentlich zugänglichen Informationen angewiesen. Zu den oben genannten Punkten haben wir im Vorprojekt folgende zum Teil noch nicht abgeschlossenen Experimente angeführt und kurz erläutert:

- Experimente mit Wasserstoff beladenen frischen und bestrahlten Brennstabhüllrohre von Bouffox et al. /BOUF 01/ mit unterschiedlichen Spannungszuständen.
- Untersuchungen von Billone et al. zu den Effekten von kühleren Trocknungstemperaturen /ANL 01/ und vom Durchlaufen von mehreren Trocknungszyklen /ANL 02/ zur Ausbildung der Hydride bei unterschiedlichen Randbedingungen.
- Untersuchungen zu Sprödbruchgrenzen im Zusammenhang mit dem Wasserstoffgehalt und der Ausrichtung der Hydride von Billone et al. /ANL 03/.
- In situ -Messungen der Temperaturen in einem real beladenen TN32B Behälter durch das Electric Power Research Institute (EPRI), USA, im Rahmen des Extended Storage Collaboration Program (ESCP) /EPRI 01/. In den Berechnungen dazu ist ein ausgeprägter User-Effekt aufgefallen.
- Veränderungen des Brennstoffs während der Lagerung durch Alpha- und andere Zerfälle sowie der Spaltgasmigration die zu einem Brennstoffschwellen führen. Dazu konnten keine experimentellen Daten gefunden werden. Hier könnten die Auswertungen zu den Sister-Rods des Langzeitversuches der EPRI /EPRI 02/ Informationen liefern.

- Integrale Simulation des Brennstabverhaltes während der Lagerung. Das SCIP IV Projekt mit ihrem Task 1 Backend /SCIP/ ist ein Projekt mit entsprechendem Potential für Modellerweiterungen und Validierungen.
- Es wurden von mehreren Ländern Transportstudien wie z.B. durch das Department of Energy in den USA /DOE/ oder in Korea /LIM/, durchgeführt. Dabei traten in diesen Studien keine größeren Belastungen auf, die einem Transport entgegenstehen.

Diese Projekte und zum Teil auch deren Anschlussprojekte wurden während der Laufzeit diese Projektes weiter verfolgt. Weiterhin haben wir fachspezifische Veröffentlichungen analysiert und im Rahmen unserer Weiterbildungen an Tagungen und Konferenzen teilgenommen. Diese waren einige der ESCP-Meetings des ESCP (Extended Storage Collaboration Program) unter Leitung des EPRI, die jeweils zweimal jährlich stattfinden, der jährliche SEDS Workshop der GRS (Gesellschaft für Reaktorsicherheit) und alle zwei Jahre der BGZ-Workshop. Während der Projektlaufzeit wurde auch die SMIRT 2023 in Berlin besucht. Im Großen und Ganzen haben sich für den hier betrachteten Bereich keine neuen Forschungsaspekte ergeben. Die Forschungen laufen weiter. Es sind neue vielversprechende Ansätze hinzugekommen die in Forschungsprogrammen der BASE und der BGZ bearbeitet werden. Die Forschungsaufgaben sind zielgerichtet auf die jeweiligen Fragestellungen zugeschnitten, zu denen auch die verlängerte Zwischenlagerung gehört und sind jederzeit abrufbar. Daher erübrigt sich an dieser Stelle eine detaillierte Darstellung der einzelnen Projekte und der Bewertung ihrer Relevanz und wir verweisen hierzu auf die jeweiligen Forschungsprogramme der Institutionen und deren Fachtagungen. Öffentlich liegen Ergebnisse dieser Projekte noch nicht vor.

Für das vorliegende Projekt sei der 9. SEDS Workshop 2025 der GRS in Garching bei München hervorzuheben. Dort wurden in mehreren Vorträgen Ergebnisse von Berechnungen verschiedener Institutionen aus dem Blind-Benchmark zum SPIZWURZ Projekt (SPIZWURZ: Spannungsinduzierte Wasserstoffumlagerung in Brennstabhüllrohren während längerfristiger Zwischenlagerung) vorgestellt in denen auch die Dehnungsberechnungen verschiedener Hüllrohrmaterialien, berechnet mit verschiedenen Brennstabprogrammen, den experimentellen Ergebnissen gegenübergestellt wurden. Die Ergebnisse zeigten bis auf einige Ausnahmen recht gute Übereinstimmungen. Eine Ausnahme war, dass das Brennstabprogramm falsch angewendet wurde, da eine Erweiterung auf solche Berechnungen nicht implementiert war und dass das Experiment für ein Hüllrohrmaterial sehr viel höhere Werte auswies als die Berechnungen ergaben. Die Ursache hierfür wird nach Angaben der Autoren zurzeit ermittelt. Wir vermuten einen Fehler bei der Vorbereitung der Proben dieses Materials, so dass dieses Experiment mit diesen Proben als fehlgeschlagen anzusehen ist. Wir haben die experimentellen Ergebnisse mit unseren bisherigen Bewertungen des Hüllrohrmaterials verglichen und kommen zu dem Schluss, dass die Versuchsergebnisse für dieses Hüllrohrmaterial nicht belastbar sind. Dieses und auch die anderen hier angeführten Projekte werden wir weiter verfolgen und unsere Tätigkeiten des Screenings von Veröffentlichungen zur verlängerten Zwischenlagerung fortsetzen.

3 **Evaluierung der Eigenschaften von besonderen Inventaren aus Forschungs- und Prototypischen-Reaktoren mit metallischen Brennstoffen (MTR) und Graphitkugeln (AVR/HTR) in Bezug auf eine verlängerte Zwischenlagerung**

In Deutschland wurden an Forschungseinrichtungen und Universitäten seit Gründung der Bundesrepublik Deutschland nukleare Installationen gebaut und betrieben, die zur Untersuchung physikalischer Grundlagen, der Materialanalyse und der Herstellung medizinisch einsetzbarer radioaktiver Isotope verwendet werden bzw. wurden. Viele dieser Anlagen sind zum Teil schon rückgebaut und deren Brennstoffe an die Wiederaufarbeitung oder an die Hersteller abgegeben. Für die Zwischenlagerung in Deutschland sind Brennelemente von noch in Betrieb befindlichen und bereits endgültig abgeschalteten Reaktoren zu betrachten, für die dieser Entsorgungsweg nicht zur Verfügung stand bzw. steht.

Von einigen dieser Reaktoren sind die Brennelemente bereits in Transport- und Lagerbehälter vom Typ CASTOR verpackt und in Zwischenlager verbracht, während andere noch in Betrieb sind und in denen weitere Brennelemente zur Zwischenlagerung anfallen. Die Tabelle 3-1 gibt einen entsprechenden Überblick über die Reaktoren und deren Status der Brennelemente.

Tabelle 3-1 Forschungsreaktoren in Deutschland mit zu entsorgenden Brennelement und Brennstofftypen

Reaktor	Standort	Abgeschaltet	Brennelement Brennstofftyp	Kühlmittel	Behältertyp CASTOR	Standort
AVR	Jülich	1988	Graphitkugeln Diverse	Helium	THTR/AVR	Jülich (Ahaus)
BER II	Berlin	2019	Metallisch Uransilizid	Wasser	MTR3	(Ahaus)
FRM II	Garching	-	Metallisch Uransilizid	Wasser	MTR3	(Ahaus)
RFR	Rosendorf		Metallisch Uranoxid	Wasser	MTR2	Ahaus
THTR	Hamm-Uentrop	1989	Graphitkugeln Uran/Thorium	Helium	THTR/AVR	Ahaus
FRMZ	Mainz	-	Metallisch Uran-Zirkoniumhydrid	Wasser	MTR3	(Ahaus)

Die in der Tabelle 1 in Klammern genannten Standorte sind für die zukünftige Zwischenlagerung vorgesehen. Genehmigungsanträge hierzu liegen dazu vor. Wie aus der Tabelle 3-1 ersichtlich, handelt es sich bei den eingelagerten bzw. noch einzulagernden Brennelementen um zwei verschiedene Grundtypen, Brennelemente in Kugelform aus Graphit mit Brennstoffpartikeln und metallische Brennelemente mit ebenfalls metallischen und anderen Brennstoffen.

3.1 Betriebselemente der Kugelhaufenreaktoren AVR und THTR

Die Graphitkugeln des Reaktors Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) und des Thorium-Hoch-Temperatur-Reaktors (THTR), beides Kugelhaufenreaktoren, besitzen einen Durchmesser von 60 mm und sind in der Regel mehrschalig aufgebaut, wobei die äußere Schale mit ca. 5 mm Dicke brennstofffrei ist. Der Brennstoff selbst ist in Form von Partikeln in die innere Graphitmatrix eingebettet. Bei dem Brennstoff handelt es sich um verschiedene oxidische und karbidische Uran- und Thoriumverbindungen. Die Partikel sind mit Schichten Pyrokohlenstoff und teilweise auch mit Siliziumkarbid umhüllt, die der Spaltgasrückhaltung dienen.

Bei den eingelagerten Brennelementen des AVR handelt es sich um insgesamt 288161 kugelförmige Brennelemente und 124 Moderator-Kugeln in 152 CASTOR THTR/AVR-Behältern. Die Anreicherung der verschiedenen Brennelementtypen reicht von 17 % bis zu 93 % U 235. Für die Typisierung von Brennelementen wird für die Zwischenlagerung oft der Abbrand in der Form der erzeugten Wärmeenergie pro Kilogramm Schwermetall (z.B. in MWd/KgSM) herangezogen. Bei dieser Bandbreite der Anreicherung ist eine Einordnung der Brennelemente nach Abbrandklassen nur dann sinnvoll, wenn sie immer im Zusammenhang mit der Anreicherung gesehen wird. Für die Brennelementkugeln werden daher auch die Abbrandwerte FIMA in % (fissions per initial metal atoms) oder FIFA in % (fissions per initial fissile atoms) verwendet. Mit diesen Formen der Abbrandbeschreibung lassen sich Abbrände mit unterschiedlichen anfänglichen Anreicherungsgraden besser vergleichen.

Bei dem AVR hat es während des Betriebes Abweichungen bei der maximalen Brennstofftemperatur und den Umlaufzahlen der Brennelemente bzw. der Verweildauer im Kugelhaufen gegeben. Daher sind die erwarteten Eigenschaften der Brennelementkugeln nicht rechnerisch exakt bestimmbar. Die Eigenschaften für die Zwischenlagerung wurde daher messtechnisch an Chargen verschiedener Brennelementtypen vor der Befüllung der in den Behältern eingestellten Brennelementkannen erbracht. Die Wärmeleistung der Behälterbeladungen ist vergleichsweise gering. Durch Messungen der Quellstärken an der Behälteroberfläche wurde die Einhaltung der Schutzzeile verifiziert.

Bei den Brennelementkugeln gibt es keine Rückhaltebarriere, sondern nur ein Rückhaltevermögen der Brennstoffpartikel durch deren Beschichtung und die Graphitmatrix der Brennelementkugel. Dies ist vergleichbar mit dem Rückhaltevermögen eines Brennstoffpelletes in LWR-Brennelementen. Zusammen mit der Brennelementkanne, in der sich die Brennelemente befinden und dem Transport- und Lagerbehälter ergibt sich ein vergleichbares Rückhalte- und Barriersystem wie bei den eingelagerten LWR-Brennelementen (Brennstoffmatrix – Hüllrohr – Behälter). Weiterhin ist ein Defektanteil der beschichteten Brennstoffpartikel zu unterstellen, die zu einer Spaltproduktfreisetzung in die Brennelementkannen führen kann.

Die eingelagerten Brennelemente sollten eine spezifizierte Restfeuchte nicht überschreiten. Bei der Lagerung der Brennelemente wurden diese in AVR-Kannen unter Wasser gelagert, von denen einige nicht die erforderliche Dichtheit aufwiesen. Daher kann auch nach der Umlagerung in die Brennelementkannen, von denen je zwei in einen CASTOR THTR/AVR eingebracht wurden, nicht ausgeschlossen werden, dass in einigen Kannen eine erhöhte Restfeuchte vorliegt. Diese Kannen wurden

zusätzlich nach einem qualifizierten Verfahren dicht verschweißt, die Dichtheit selbst wurde jedoch nicht explizit nachgewiesen. Für die 40-jährige trockene Zwischenlagerung wurde jedoch nachgewiesen, dass die in Summe möglicherweise vorhandenen korrosiven Stoffe, die in die Behälteratmosphäre gelangen könnten, nicht zur Schädigung des Behälters und dessen Dichtsystem führen.

Auch der Betrieb des THTR lief nicht ohne Abweichungen ab. Es gab ebenso heißere Brennelemente als geplant und auch die Umläufe der Brennelementkugeln waren nicht so wie vorgesehen. Weiterhin gab es die Besonderheit, dass die Abschaltstäbe in den Kugelhaufen gestoßen wurden, was zu gebrochen Kugeln führte. Im Gegensatz zum AVR wurde der THTR nur mit einer Art von Brennelementen mit hoher Anreicherung betrieben. Aus dem Betrieb wurden die bestrahlten Brennelemente, darunter auch beschädigte Brennelemente, mit anderen Betriebselementen und Brennelementen des Abbrandmessreaktors sowie sogenanntes Erodiergut in 305 Transport- und Lagerbehältern der Bauart CASTOR THTR/AVR im Brennelemente-Zwischenlager Ahaus eingelagert. Die Inventare befinden sich in Kannen, die unterschiedliche Zusammensetzungen der Inventare enthalten können. Die Brennelementkannen enthalten ca. 2100 Betriebselemente. In spezielle Kannen wurden sowohl beschädigte als auch intakte Betriebselemente geladen. In diesen sogenannten Bruchkannen sollen sich bis 1750 Betriebselemente befinden. In einer weiteren Kannenart, den Abfallkannen wurden intakte und beschädigte Betriebselemente sowie Erodiergut, dass sich unter anderem aus Abrieb der Betriebselemente besteht, zusammen mit einem Trocknungsmittel eingefüllt. Eine Erhöhung der Defektrate und damit einer Freisetzung von flüchtigen Spaltprodukten in den freien Raum der Kannen und ggf. in den freien Raum der Transport- und Lagerbehälter wird als nicht zeitbegrenzend für die 40-jährige Zwischenlagerung angesehen.

Weitere Beschreibungen des AVR- und des THTR-Reaktors sowie deren Brennelemente sind z.B. in /Niephaus/ zu finden. Weitere Informationen zu den eingelagerten Brennstoffmassen und Behältertypen und deren Anzahl sind den jeweiligen Genehmigungen und den Angaben der Genehmigungsinhaber zu entnehmen. An dieser Stelle verweisen wir diesbezüglich auch auf die Internetauftritte der Institutionen.

3.2 Metallische Brennelemente auf Aluminiumbasis

Metallischen Brennelemente bestehen aus einer Uranverbindung, meist Uransilizid oder andere. Die Uranlegierungen werden in einem Trägermaterial dispergiert oder als Partikel in das Trägermaterial eingebracht. Dieses Verbundmaterial wird auch als Meat bezeichnet. Als Trägermaterial werden reines Aluminium aber auch Aluminiumlegierungen verwendet. Dieses Meat wird dann bei plattenförmigen Elementen beidseitig mit brennstofffreien Platten und umgebend mit einem brennstofffreien Rahmen durch Walzen zu einem Element verbunden. Dabei kann in diesem Prozess bereits eine weitere Formgebung der Platten erfolgen. Bei rohrförmigen Brennelementen wird die Verbindung z.B. durch Walzen ineinander gesteckter Rohre realisiert. Gemeinsam haben diese Brennelementbauteile, dass sie bis auf eine geringe fertigungsbedingte Porosität keine freien Volumina für mögliche Spaltgasansammlungen enthalten.

Bei aluminiumhaltigen Brennelementen ist bei Betrieb und Lagerung wasserseitige Korrosion zu vermeiden. Diese tritt dann auf, wenn die Passivierung des Aluminiums durch eine falsche Wasserchemie und auch durch flächige mechanische Beschädigungen zerstört wird. Andere Schädigungsmechanismen wie Lochfraß, Kontaktkorrosion, Korrosion durch Radiolyseprodukte und andere Mechanismen werden in der Literatur beschrieben und diskutiert. In den meisten Fällen sind diese durch Verunreinigungen und Einträge wie z.B. Chlor- oder Schwefelverbindungen sowie Fremdmetallpartikel verursacht. Die Wasserchemie bedarf bei Betrieb und Nasslagerung einer entsprechenden Beachtung. Wesentliche Erkenntnisse zu den Korrosionserscheinungen von metallischen (Aluminium) Brennelementen sind in /Dietrich/ zusammengetragen. Dieser Bericht ist bereits 1993 erstellt, jedoch sind uns bisher keine neuen Schadensursachen bekannt. Neben den chemischen Angriffen auf das Brennelementmaterial ist die Blisterbildung (Blasenbildung bzw. Bildung von inneren Oberflächen) ein Prozess, der zu einer Freisetzung von Spaltprodukten führen kann. Dieses Phänomen tritt jedoch nur bei höheren Temperaturen auf, die in den hier in Rede stehenden Reaktoren nicht auftritt. Als weiteren Schädigungsmechanismus ist die Kontaktkorrosion zwischen dem Brennelement und dem Behältermaterial, wie z.B. dem Tragkorb, zu betrachten. Die auftretenden Materialpaarungen sind bei der Bewertung der Lagerfähigkeit auch hinsichtlich von Korrosionsaspekten zu beachten. Die möglichen Schadensmechanismen werden in der Regel in den Genehmigungsverfahren betrachtet und bewertet.

Da die Brennelementplatten bzw. die Rohre in der Regel in einem Brennelement so angeordnet sind, dass diese nicht oder nur in kleinen Anteilen optisch inspiziert werden können, ist eine Defektfreiheit der Brennelemente in der Regel nur durch die Überwachung des Betriebes, der nassen Lagerung und der nach der Beladung eines Behälters vor der Entwässerung möglich. Ein defektes Brennelement zu identifizieren, bedarf der Überwachung des ihn umgebenden Wassers auf Spaltprodukte oder einer Erhöhung der Aktivität in einem bestimmten Zeitraum, z.B. im Wasser des noch nicht entwässerten Behälters. Liegen Hinweise auf einen Defekt z.B. aus dem Betrieb oder der Nasslagerung vor, so sind die Brennelemente zur Feststellung der Defektfreiheit von den anderen Brennelementen zu isolieren und die Aktivität des Wassers über einen angemessenen Zeitraum zu überwachen. Über den Anstieg der Aktivität kann ein defektes Brennelement identifiziert und weiteren Untersuchungen zugeführt werden. Für die 40-jährige trockene Zwischenlagerung wird keine systematische Freisetzung von flüchtigen Radionukliden in die Behälteratmosphäre unterstellt, die eine Zeitdauer der Lagerung begrenzen würden. Große brennstofffreie Teile der Brennelemente, die z.B. der Handhabung dienen, werden vor der Einlagerung in einen Transport- und Lagerbehälter abgetrennt.

3.2.1 Berliner Experimentier-Reaktor (BER II)

Die metallischen Brennstoffe des BER II bestehen aus einer Uransilizid-Aluminium Matrix (Uransilizid Partikel, nicht dispergiert) in Form von Platten, die durch beidseitiges Aufwalzen von brennstofffreien Aluminiumplatten und einen Rahmen miteinander verbunden werden. Diese Brennstoffplatten werden dann mit Tragstrukturen zu einem rechteckigen Brennelement assembliert. Bei dem BER II stehen zwei verschiedene Typen von Brennelementen zur Entsorgung an, die in einem Transport- und Lagerbehälter der Bauart CASTOR MTR3 im Brennelemente-Zwischenlager Ahaus

gelagert werden sollen. Das Standardbrennelement hat mehr Brennstoffplatten (23) als das Kontrollelement (17), das über zwei Führungskanäle für Steuerelemente verfügt. Die Anreicherung beträgt bei beiden Brennelementtypen nominal 19,75 Gew.-%. Der Reaktorkern des BER II bestand aus 24 Standard-Brennelementen und 6 Kontroll-Brennelementen. Die zu betrachtenden möglichen Schadensmechanismen entsprechen den zuvor beschriebenen.

3.2.2 Forschungsreaktor München II (FRM II)

Die brennstoffhaltigen Platten der jetzt einzulagernden Brennelemente des FRM II Reaktors bestehen wie die Brennstoffplatten der Brennelemente des BER II aus Uransilizid-Partikeln in einer Aluminiummatrix. Die Brennstoffplatten sind in einer Kreisform evolventenförmig angeordnet, so dass sich zwischen den Platten ein Spalt mit konstanter Breite ergibt. Informationsmaterial zu den Brennelementen kann auf der Internetseite des Betreiber TUM eingesehen werden. Die Brennelemente besitzen eine Anreicherung von bis zu 93 Gew.-% U 235. Auch diese Brennelemente sollen in Transport- und Lagerbehälter der Bauart CASTOR MTR3 im Brennelemente-Zwischenlager Ahaus gelagert werden. In Zukunft sollen auch im FRM II nur noch Brennelemente mit Anreicherungen von kleiner 20 Gew.-% U 235 eingesetzt werden. Um dann jedoch die hohen Neutronenflüsse im Reaktor für die Forschungsarbeiten weiterhin erreichen zu können, ist eine höhere Dichte der spaltbaren Uranisotope erforderlich. Dies kann durch die Verwendung anderer Uranlegierungen wie z.B. Uran-Molybdän erreicht werden. Weiterhin entstehen durch den höheren Anteil an U 238 mehr Transurane. Ob diese Eigenschaften negativen Einfluss auf die Zwischenlagerfähigkeit haben können, ist uns nicht bekannt. Mehr Transurane bedeuten in der Regel ein langsames Abklingen der Quellstärken. Der Reaktorkern des FRM II besteht nur aus einem einzelnen Brennelement. Die zu betrachtenden möglichen Schadensmechanismen entsprechen auch hier den zuvor beschriebenen.

3.3 Forschungsreaktor Mainz FRMZ

Der Forschungsreaktor Mainz ist eine Pool-Reaktor von Typ TRIGA II. TRIGA steht für die Begriffe Training, Research, Isotopes und General Atomic. Die Brennstäbe bestehen aus einer Uran-Zirkoniumhydrid (UZrH) -Legierung in einem Edelstahlhüllrohr. Ein Brennelement besteht aus einem Brennstabbündel mit quadratischer Anordnung, umschlossen von einem Brennelementkasten aus Edelstahl oder Aluminium. Das Zirkoniumhydrid ist gleichzeitig ein Neutronenmoderator mit einem ausgeprägten negativen Temperaturkoeffizienten, so dass der Reaktor im Pulsbetrieb betrieben werden kann und dabei eine inhärente Sicherheitsfunktion besitzt. Der Uran-Zirkoniumhydrid Brennstoff zeichnet sich im Vergleich zu den aluminiumbasierten metallischen Brennstoffen durch seine hohe chemische Stabilität, seine hohe Temperaturbeständigkeit und sein gutes Rückhaltevermögen der Spaltprodukte aus. Diese Eigenschaften sind auch für die Lagerung und den Transport vorteilhaft. Die Anreicherung der Brennelemente beträgt kleiner 20 Gew.-% U 235. Der Brennstoff setzt sich aus 91 Gew.-% Zirkonium, 8 Gew.-% Uran und 1 Gew.-% Wasserstoff zusammen. Laut der Internetseite der Johannes Gutenberg Universität Mainz /JGU/ sind im FRMZ insgesamt 89 Standard TRIGA Brennstoff-Moderator-Elemente vorhanden, davon haben 64 Elemente eine Aluminiumhülle und 25 eine Edelstahlhülle. Da der FRMZ einen Lebenszeitkern besitzt, sollten

nicht mehr als diese 89 Brennelemente anfallen. Erfahrungen mit einer trockenen Zwischenlagerung dieser Brennelemente liegen noch nicht vor.

3.4 Rossendorfer Forschungsreaktor RFR

Der Rossendorfer Forschungsreaktor war ein Leichtwasserreaktor russischer Bauart vom Typ WWR-SM und wurde 1991 endgültig abgeschaltet. In dem Reaktorkern waren 951 Brennelemente mit hoch angereichertem Uran. Mit den 951 bestrahlten Brennelementen wurden 18 Transport- und Lagerbehälter der Bauart CASTOR MTR2 beladen. Diese befinden sich seit 2005 im Brennelemente Zwischenlager Ahaus. Die Beladungen wurden von dem Verein Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e. V. (VKTA), der auch für den Rückbau der Kraftwerksanlage verantwortlich ist, durchgeführt. Insgesamt wurden drei Brennelementtypen in die Behälter eingeladen. Die Brennelemente vom Typ WWR-M und WWR-M2 bestehen aus zwei konzentrischen brennstoffhaltigen Rohren. Die Rohre sind aus drei aufeinander gewalzten Aluminiumblechen aufgebaut, wobei die innere Lage aus einer Al-UO₂-Dispersion besteht. Die maximale Anfangsanreicherung beträgt für die WWR-M-Brennelemente 37,3 Gew.-% und für die WWR-M2-Brennelemente 36,6 Gew.-%. Die WWR-M und WWR-M2 Brennelemente wurden auch als Dreifach-Brennelemente mit gemeinsamer Tragstruktur konstruiert. Die Brennelemente vom Typ EK-10 bestehen aus 16 Brennstäben im 4x4-Raster, die in einem quadratischen Brennelementkasten aus Aluminium zusammengefasst sind. Die Brennstäbe bestehen aus einem Aluminiumhüllrohr, in dem der in Magnesium homogen verteilte Uranoxid-Brennstoff enthalten ist. Der Magnesiumanteil beträgt 13 Gew.-%, die Anfangsanreicherung 10 Gew.-% U 235. Neben den EK-10 Brennelementen sind noch EK-10 Brennstabbehälter eingeladen worden, in denen bis zu 16 EK-10 Brennstäbe Platz finden. Nicht besetzte Positionen wurden mit Dummy-Brennstäben aus Aluminium aufgefüllt. Der Brennstabbehälter hat die gleichen Abmessungen wie ein EK-10 Brennelement. Für die Brennelemente des RFR gelten aufgrund des ähnlichen Brennstoffaufbaus dieselben Anforderungen an die Integrität der Brennelemente während der Zwischenlagerung wie für die Brennelemente des BER-II und FRM II (siehe Kapitel 3.2).

3.5 Zusammenfassende Bewertung

Für eine Verlängerung der trockenen Zwischenlagerung der AVR- und THTR-Brennelemente sollten die Einlagerungsbedingungen für die 40-jährige Zwischenlagerung erneut überprüft und die Nachweise nach dem dann allgemein anerkannten Stand der Wissenschaft und Technik neu geführt oder überprüft werden. Kugelhaufenreaktoren werden in anderen Ländern weiterentwickelt, da sie mit ihrer hohen Gastemperatur hohe Wirkungsgrade und andere Anwendungen als die Stromerzeugung ermöglichen. Bei diesen Entwicklungen können sich auch verwertbare Informationen für die Zwischenlagerung in Deutschland ergeben. Diese Entwicklungen sollten daher weiter verfolgt werden. Insbesondere sollten die Freisetzungsmengen und -arten flüchtiger Spaltprodukte aus den Brennelementen für längere Zeiträume erneut bewertet werden, insbesondere dahingehend, ob diese nicht zu einem die Lagerzeit begrenzenden Faktor werden können.

Bei den aluminiumbasierten Brennelementen des BER II und des FRM II sowie auch denen des RFR ist nach unserem jetzigen Kenntnisstand die, während der 40-jährigen Zwischenlagerung als

nicht begrenzend eingestufte langsame Freisetzung von flüchtigen Spaltprodukten dahingehend erneut zu analysieren, ob dadurch Schädigungen an den Behälterkomponenten entstehen können und ob die Freisetzungsrateso gering ist, dass auch eine deutlich längere Zwischenlagerung möglich ist.

Für die TRIGA-Brennelemente des FRMZ liegen noch keine Erkenntnisse über die Zwischenlagerfähigkeit vor, da noch keine Brennelemente eingelagert wurden. Die Einlagerung ist beantragt und das Genehmigungsverfahren wird entsprechende Bewertungen beinhalten.

4 Unsicherheitsanalysen und Bestimmung der Margen des jetzigen Nachweisverfahrens am Beispiel von DWR-Brennelementen auf Basis der integralen Modellierung unter Anwendung der im Vorhaben FKZ 4720E03366 erarbeiteten probabilistischen Methoden

4.1 Zusammenfassung der bisherigen Arbeiten und Ergebnisse sowie weitere durchgeführte Anpassung der Analysewerkzeuge

Probabilistische Ansätze unter Anwendung der Monte Carlo Methode kommen in der Berechnung und Bewertung technischer Auslegungsgrößen sowie dem Bauteilverhalten unter Betriebsbedingungen und Störfallabläufen zur Anwendung. Sie dienen der Ermittlung von Unsicherheiten in der Auslegung und der Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten von Grenzwertüberschreitungen oder zur Bestimmung der Abstände zu den Grenzwerten. Eingangsgrößen sind in diesen Betrachtungen die Streubreiten der Fertigungsparameter und der Modellparameter sowie deren zugeordneten Verteilungsformen. Für die Brennstabauslegung haben wir diese in unserem Bericht zum Vorhaben FKZ 4720E03366 /TÜV 02/ beschrieben. An dieser Stelle sollen daher nur die wesentlichen Eingangsgrößen wiedergegeben werden:

- Kenntnis der Designdaten der Brennstäbe: Nominalwert, Minimalwert und Maximalwert sowie weitere einschränkende Bedingungen wie z.B. Minimalgröße der Hüllrohrwandstärke, die die Werte für den äußeren und inneren Hüllrohrdurchmesser weiter einschränken können.
- Parameter des Reaktorbetriebes mit ihren möglichen Variationsbreiten, wobei die Lagerung im Nasslager des Kernkraftwerkes ebenfalls im Rahmen des Reaktorbetriebes behandelt wird.
- Parameter der Behälterbeladung und der Lagerung.
- Streubreiten der Modellparameter z.B. als +/- Prozentangabe oder als Standardabweichung des verwendeten Brennstabcodes. Die Bandbreite dieser Parameter wird auch als Unsicherheit bezeichnet, da nicht bekannt ist, welcher Parameterwert aus der anzusetzenden Bandbreite im Einzelfall tatsächlich vorliegt.
- Verteilungsformen der erforderlichen Daten und Modelle aus Design, Reaktorbetrieb und Lagerung.

Die Bandbreite dieser Parameter wird auch als Unsicherheit bezeichnet, da nicht bekannt ist, welcher Parameterwert aus der anzusetzenden Bandbreite im Einzelfall tatsächlich vorliegt. Werden diese als Basis von Berechnungen herangezogen, werden die Einhüllenden der Eingangsparameter sowie der Ausgangsparameter jeweils als Unsicherheitsband bezeichnet.

Die in unserem Bericht zum Vorgängerprojekt /TÜV 02/ beschriebene Vorgehensweise bei der Variationsrechnung sowie die Erstellung der Verteilungsparameter der einzelnen Variationsgruppen Brennstabdesign, Reaktorbetrieb, Zwischenlagerung und Berechnungsmodelle haben wir weiterentwickelt und um weitere statistische Kenngrößen erweitert. Diese haben wir in unserer in Eigenregie erstellten prototypischen Anwendung modelliert. Hierbei werden mit der Variation von Eingangs- und Modellparametern die Auswirkungen auf ausgewählte Ausgangsparameter ermittelt. Durch

Korrelationsanalysen z. B. nach Spearman (Grad der Monotonie des Zusammenhangs) oder Pearson (Grad des linearen Zusammenhangs) wird ein möglicher Zusammenhang zwischen der Variation der Eingangs- und der Ausgangsgrößen ermittelt. Die Ergebniswerte der Korrelationsanalysen liegen zwischen -1 und +1 wobei ein Wert nahe 0 eine nicht vorhandene Korrelation ausweist.

Diese Korrelationsanalysen geben jeweils ein Maß dafür, ob eine Empfindlichkeit (Sensitivität) der Variation des Eingangsparameter auf den Ausgangsparameter vorliegt, stellen jedoch kein Maß für die Größe der Empfindlichkeit der Variation der Eingangsparameter auf den Ausgangsparameter dar. Es ist weiterhin zu untersuchen, ob die die Variationsbreite der Eingangsparameter auch eine entsprechende Variationsbreite des Ausgangsparameter bedingt und somit bedeutend ist (Signifikanz). Zur Beschreibung der jeweiligen Verteilungseigenschaften der Stichproben der Parameter verwenden wir die Minimal-, Mittel- und Maximalwerte sowie die Standardabweichung. Zur Beurteilung der Symmetrie einer Verteilung weisen wir auch den Medianwert aus. Die Zusammenhänge zwischen Eingangs- und Ausgangsparametern werden durch die Kovarianz und den Korrelationen nach Pearson und Spearman beschrieben. Die Korrelation nach Pearson ergibt sich aus der Kovarianz normiert auf das Produkt der Standardabweichungen der Eingangs- und Ausgangsparameter. Die Spearman Korrelation entspricht einer Pearson Korrelation der nach Größe (Rank) sortieren korrespondierenden Wertepaare. Die Pearson Korrelation ist ein Maß für die Linearität der Parameter und die Spearman Korrelation für die Monotonie der Parameter. Hat z.B. ein Modell eine nicht lineare Übertragungsfunktion (z.B. quadratisch), so erhält man für die Pearson Korrelation einen geringeren Wert, nämlich den, den eine lineare Approximation ergeben würde, während die Spearman Korrelation einen hohen Wert ausweist, da die Übertragungsfunktion streng monoton ist. Daher haben wir immer beide Korrelationen angeführt.

Die statistische Signifikanz der Korrelation sagt aus, dass ein nicht zufälliger Zusammenhang zwischen der Eingangsgröße und einer Ausgangsgröße, wie z.B. dem Brennstabinnendruck gegeben ist und durch einen entsprechen F-test (Prüfung auf die Gleichheit von Varianzen) oder entsprechenden T-Test (Prüfung auf Unterschiede in den Mittelwerten) ermittelt werden kann. Diese Vorgehensweise haben wir für unsere Fragestellungen analysiert und zunächst aufgrund des erheblichen Zeitbedarfs der Implementierung zurückgestellt und in diesem Projekt nicht weiter behandelt.

Für die Anzahl der erforderlichen Rechnungen, der Stichprobengröße, muss unterschieden werden, ob eine generische Aussage zum Brennstabverhalten getroffen werden soll oder ob mit einer bestimmten Aussagesicherheit das Einhalten von Grenzwerten (z. B. durch das 1 Brennstabquantil, bei dem nur ein Brennstab die Auslegungsgröße überschreiten darf /TÜV 02/) ermittelt werden soll. Bei Letzterem ist die Anzahl der Rechnungen entscheidend. Bei der reinen Analyse des Brennstabverhaltens muss es sich nur um eine „ausreichende“ Anzahl von Rechnungen handeln, um den Einfluss der Variation des Eingangsparameters auf den jeweiligen Ausgangsparameter zu analysieren. Bei dem probabilistischen Vorgehen handelt es sich um ein Ziehen (jeder Würfelwert) mit Zurücklegen, da dieser Wert erneut gewürfelt werden kann.

Neben den Analysen zum Einfluss der Variation eines einzelnen Eingangsparameters auf verschiedene Ausgangsparameter, haben wir auch zeitgleich mehrere Eingangsparameter unabhängig

voneinander in einem Rechenlauf variiert, um den gegenseitigen Einfluss zu analysieren. Mit diesem Vorgehen wird der Einfluss eines Eingangsparameters auf einen Ausgangsparameter bestimmt, aus dem sich die Sensitivität und die Signifikanz im hier angewandten Sinne ableiten lässt. Andererseits werden so zufällige Zustände der Herstellung und des Betriebes beschrieben. Letzteres Vorgehen wird bei Berechnungen zur Bestimmung der Einhaltung von Grenz- und Auslegungswerten verwendet, bei dem alle zuvor als signifikant bestimmten Parameter gleichzeitig in den Rechenläufen probabilistisch variiert werden. Bei diesem Vorgehen ist eine Mindestanzahl von Rechnungen erforderlich, um eine statistisch gesicherte Aussage zu erhalten (vgl. oben 1 Brennstabquantil)

In unserm Bericht zum Vorgängerprojekt /TÜV 02/ haben wir die Aussage getroffen, dass die in den Nachweisen für die Zwischenlagerfähigkeit verwendeten Modelle zur Bestimmung der Kriechdehnung des Hüllrohres als abdeckend und konservativ gewählt wurden und nicht für eine Variationsrechnung herangezogen werden sollten, da hierzu best-estimate Modelle zu verwenden sind. Bei der Anwendung dieser Modelle für das Kriechen des Hüllrohres während der Lagerzeit wird die Konservativität insbesondere damit begründet, dass bei der Ermittlung der Tangentialspannung ein abdeckender Brennstabinnendruck und eine konservative Hüllrohrgeometrie verwendet wird. Mit dieser Aussage lässt sich nicht uneingeschränkt ableiten, dass die Kriechmodelle an sich als best-estimate einzustufen sind und auch nicht, dass es sich um best-estimate Modelle handelt. Trotz des möglichen konservativen Charakters haben wir diese mit in die probabilistischen Analysen einbezogen, auch wenn ihr diesbezüglicher Status für uns noch nicht abschließend geklärt ist. Für eine erneute Überprüfung, welche Konservativitäten in diesen Kriechmodellen enthalten sind, müssen die zur Entwicklung dieser Modelle herangezogenen Versuche entsprechend ausgewertet werden. Die Daten dieser Versuche sind proprietär und liegen uns nicht mit allen erforderlichen Parametern vor.

Bei den Analysen haben wir festgestellt, dass die Brennstabtemperatur und der Brennstabinnendruck und somit auch die Tangentialspannung der Brennstabhüllrohre in der realen Beladung so gering sind, dass sich im best-estimate Fall keine relevanten Dehnungsbeiträge während der trockenen Zwischenlagerung ergeben. Dies wird durch die folgenden Rechenergebnisse verdeutlicht, die alle mit demselben Kriechmodell für Zircaloy erstellt wurden. Die Abbildungen 4-1 bis 4-4 enthalten die Darstellung der Hüllrohrtemperatur (Abb. 4-1), des Brennstabinnendrucks (Abb. 4-2), der Tangentialspannung (Abb. 4-3) und der Kriechdehnung (Abb. 4-4) jeweils über einen Lagerzeitraum von 100 Jahren für eine abdeckende Beladung mit einer maximalen Hüllrohrtemperatur von 366 °C, einer maximalen Tangentialspannung von 120 MPa jeweils zu Beginn der Lagerung und der Kriechdehnung für das duktilste Hüllrohrmaterial. Die Wärmeleistung des Behälters vom Typ CASTOR V/19 beträgt zu Beginn der Zwischenlagerung 39 kW. Jedes Brennelement eine Wärmeleistung von 39/19 kW. Diese Rechnungen wurden an einem Hüllrohrabschnitt ohne weitere Unterteilung durchgeführt und repräsentieren den thermisch höchst belasteten Abschnitt des Hüllrohres.

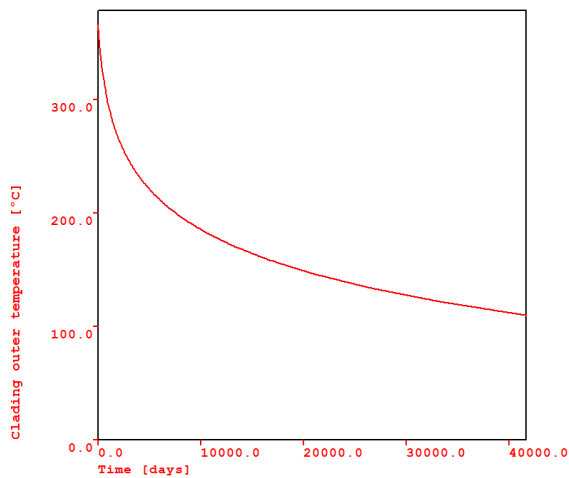


Abbildung 4-1 Zeitlicher Verlauf der maximalen Hüllrohrtemperatur in der abdeckenden Beladung

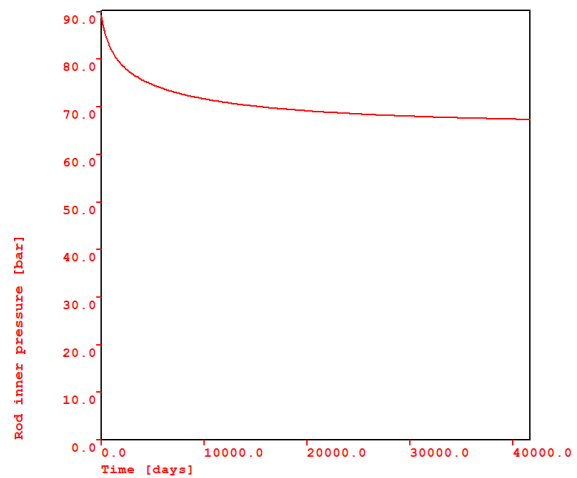


Abbildung 4-2 Zeitliche Entwicklung des Brennstabinnendrucks für das heißeste Hüllrohr der abdeckenden Beladung

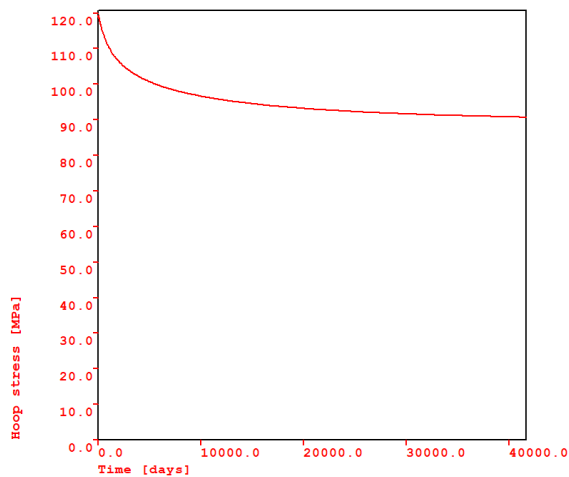


Abbildung 4-3 Zeitlicher Verlauf der Tangentialspannung in der abdeckenden Beladung

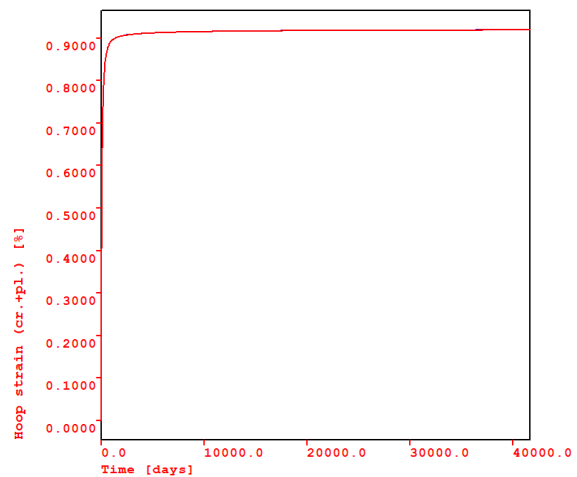


Abbildung 4-4 Zeitliche Entwicklung der Tangentialdehnung für das duktilste Hüllrohrmaterial der abdeckenden Beladung

Die Abbildungen 4-5 bis 4-8 enthalten jeweils den gleichen Datensatz aus einer best-estimate Rechnung eines Brennstabes aus einer von uns simulierten „realen“ Beladung, die im Rahmen unserer Entwicklung des Prototypen erstellt wurde. Die Wärmeleistung des Behälters beträgt 32,5 kW, die der Brennelemente im Mittel 1,72 kW. In der Beladung selbst haben wir die Wärmeleistung der Brennelemente unter Beibehaltung der Behälterwärmeleistung im Bereich von +/- 250 W variiert, um

diese Beladung realistischer zu gestalten. Bei der Berechnung des Brennstabverhaltens unterteilen wir die Brennstoffsäule des Brennstabes in der Regel in 32 gleich lange Abschnitte. Das obere und, wenn vorhanden, untere Plenum werden angrenzend an die Brennstoffsäule separat modelliert. Die für die Berechnung verwendeten Brennstabdaten und Einsatzgeschichten entsprechen einem deutschen Druckwasser Reaktor der Vor-Konvoi-Baureihe und wurden ebenfalls in unserer Prototypentwicklung erstellt.

In der Abbildung 4-5 ist der Verlauf der Hüllrohrtemperatur aller 32 Abschnitte dieses Brennstabes dargestellt. Die maximale Hüllrohrtemperatur beträgt zu Beginn der Beladung ca. 302 °C und fällt nach 100 Jahren in unserem Modell bis auf ca. 100 °C ab.

Die Temperatur folgt auch dem Abklingverhalten der Wärmeleistung des Brennstabes. Der Brennstabinnendruck (Abbildung 4-6) folgt diesem Temperaturverlauf, der auch für die mittlere Gastemperatur gilt. Der Brennstabinnendruck wird aufgrund der Volumenverteilung maßgeblich vom Volumen und der Temperatur der Plena an den Brennstabenden bestimmt und weniger von der Heistelle in der Mitte der Brennstoffsäule. Der maximal ermittelte Brennstabinnendruck während der Lagerzeit beträgt hier 52 bar.

Die in der Abbildung 4-7 dargestellte Tangentialspannung zeigt zu jedem Zeitpunkt jeweils den höchsten Wert entlang der Brennstoffsäule. Hierbei wird durch Überprüfung der errechneten Spaltweite zwischen Brennstoff und Hüllrohr sichergestellt, dass es sich allein um eine vom Brennstabinnendruck verursachte Tangentialspannung handelt. Wäre die Spaltweite gleich null ist zu untersuchen ob zusätzlich eine Spannung durch Festkörperpressung vorhanden ist. In diesem Fall folgt das Brennstoffhüllrohr der Ausdehnung des Pellets und die Formeln für die Kriechdehnung gelten in diesem Fall nicht, da sie auf eine durch den inneren Gasdruck erzeugte Tangentialspannungen basieren. In diesem Fall wäre anstelle des 1 %-Kriechdehnung-Kriteriums z.B. die Dehngrenze R_{p02} des jeweiligen Hüllrohrmaterials heranzuziehen.

Das Ergebnis für die Kriechdehnung in Abbildung 4-8 zeigt einen Ausschnitte aus den Zeitbereich vom ersten Einsatz bis zum Ende Zwischenlagerung. Bei 3750 Tagen, dem Beginn der Lagerzeit zeigt die Kriechdehnung nur einen kleinen Anstieg. Der maximale Zuwachs beträgt 0,0007 %, also erfolgt im Prinzip kein nennenswerter Dehnungszuwachs. Grund hierfür ist, dass unter den realen Bedingungen der trockenen Zwischenlagerung das sekundäre Kriechen, welches maßgeblich durch die Temperatur und der Tangentialspannung beeinflusst wird, nur sehr kleine Werte annimmt. Bei einigen der Kriechkorrelationen sind die Eingangswerte Temperatur und Tangentialspannung unterhalb des zulässigen Wertebereichs. In diesen Fällen haben wir das sekundäre Kriechen zu null gesetzt und nur das primäre Kriechen ausgegeben.

An dieser Stelle ist nochmals anzumerken, dass unsere hier durchgeführten Rechnungen auf einer Parametrisierung der Temperaturverläufe und einer vereinfachten Berechnung der Nachzerfallsleistung beruhen und damit ggf. nicht die hinreichende Genauigkeit besitzen, um die Ergebnisse im Detail zu belasten. Hier soll das entwickelte Verfahren beschrieben werden. Unsere Temperaturverläufe und auch die vereinfacht ermittelte Nachzerfallsleistung weichen zum Zeitpunkt der Beladung

weniger als $\pm 10\%$ von Werten einer vergleichbaren realer Beladungen ab. Die Nebenbedingungen der Berechnungen haben wir bereits im Vorprojekt /TÜV 02, Kapitel 3.6/ beschrieben.

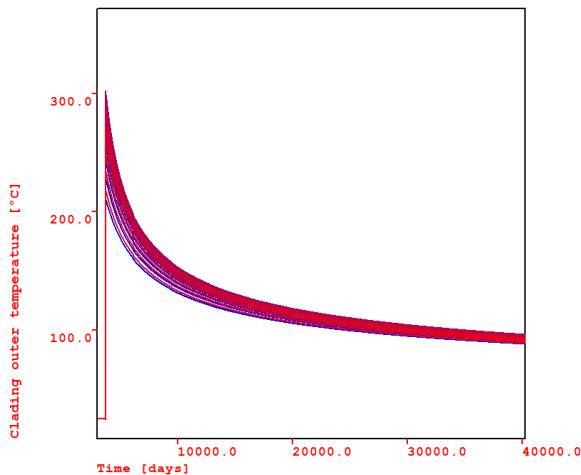


Abbildung 4-5 Zeitlicher Verlauf der maximalen Hüllrohrtemperatur in einer realen Beladung mit 32 kW Behälterleistung (Brennstab mit 32 Abschnitten)

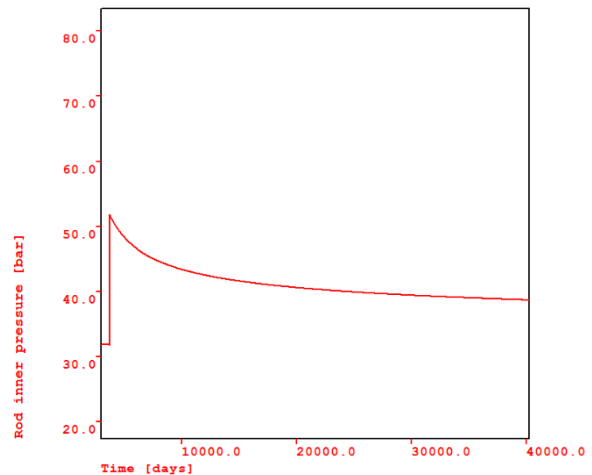


Abbildung 4-6 Zeitliche Entwicklung des Brennstabinnendrucks für das heißeste Hüllrohr der realen Beladung

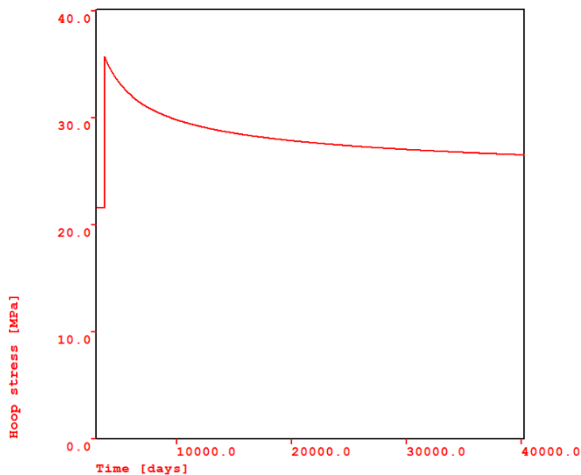


Abbildung 4-7 Zeitlicher Verlauf der Tangentialspannung des zentralen Brennstabes in einer realen Beladung mit 32 kW Behälterleistung

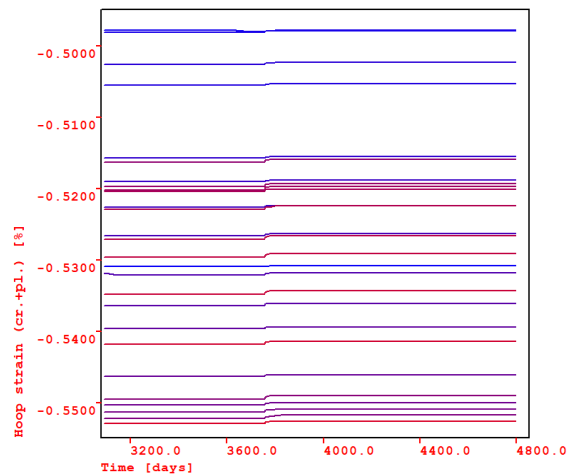


Abbildung 4-8 Zeitliche Entwicklung der Tangentialdehnung für das duktilste Hüllrohrmaterial der realen Beladung: Ausschnitt zum Beladungszeitpunkt.

Die Ergebnisse dieser Rechnungen zeigen sowohl die Anwendbarkeit der Vorgehensweise sowie auch die Eignung der Modelle für die weiterführenden Berechnungen nach der probabilistischen

Methode. Die bisher erzielten Ergebnisse stimmen mit den vorliegen Erkenntnissen überein und sind plausibel in Bezug auf Werte und zeitlichen Verläufe. Für die statistischen Analysen haben wir unser Grafiktool MyPlot /TÜV 02/ entsprechend den Anforderungen an die Berechnung der statistischen Kenngrößen und die Korrelationsanalysen nach Pearson und Spearman erweitert.

Die Anzahl der Würfelungen ist begrenzt und wird nach den Anforderungen an das Ergebnis, z.B. bei Schätzungen, die diese Rechnungen darstellen, die erforderliche Wahrscheinlichkeit und die statistische Sicherheit (z.B. 95/95), festgelegt. Wenn das Würfelintervall der Parameter nicht abzählbar ist, stellt es ein Kontinuum mit unendlich vielen unterschiedlichen Daten dar, so dass es bei den hier durchgeführten Rechnungen jeweils um eine begrenzte Stichprobenanzahl handelt. Bei abzählbaren Intervallen ist darauf zu achten, dass die Anzahl der Würfelungen stets kleiner als die Grundgesamtheit ist, um die folgende auf Stichproben basierende Statistik anwenden zu dürfen.

Die Abbildung 4-9 zeigt die Workbench des Darstellungs- und Analysetools. Die Rechnungen mit Hilfe des Prototyps können mit zwei verschiedenen Ausgabeschemata durchgeführt werden. Zum einen werden die berechneten Werte für ausgesuchte Parameter zusammen mit den zugehörigen Würfel-Werten weggeschrieben. Aus diesen Werten werden die Häufigkeitsverteilungen und die Scatterplots erzeugt, wie sie in den Abbildungen 4-10 bis 4-12 dargestellt sind. Die zweite Ausgabe besteht in der Ausgabe von Zeitreihen ausgesuchter Parameter wie in den Abbildungen 4-1 bis 4-8 dargestellt sind. Auch hier werden die zugehörigen Würfel-Werte mit abgelegt. Mit diesem Verfahren können aus den Daten einhüllende Zeitreihen oder Bänder aus den Maximal- und Minimalwerten erzeugt werden, die dann in ihrer Bandbreite den Unsicherheitsbereich darstellen. Auf Letzteres gehen wir im Kapitel 4.3 näher ein.

Folgende Größen je Eingangs- und Ausgangsverteilungen werden berechnet bzw. ausgewiesen:

Anzahl der Datenpunkte für x, y N

Maximum $x_{max} = \text{Max} (x_n, \dots, x_N)$

Minimum $x_{min} = \text{Min} (x_n, \dots, x_N)$

Mittelwert $\bar{x} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i$

Median $\tilde{x} = \text{Md} (x_n, \dots, x_N)$

Varianz der Stichprobe $VAR(x) = \frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2$

Standardabweichung $\sigma(x) = \sqrt{\frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2}$

Für y gelten dir Formeln analog.

Für die Ein- und Ausgangsparameter zusammen werden berechnet:

Kovarianz
$$KOV(x, y) = \frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})(y_i - \bar{y})$$

Korrelationskoeffizient nach Pearson
$$\rho(x, y) = \frac{KOV(x, y)}{\sigma(x) \sigma(y)}$$

Korrelationskoeffizient nach Spearman Pearson Korrelationskoeffizient mit den nach ihrem Rang sortieren Wertepaaren (x_i, y_i) als Eingangsgrößen

Für jede dargestellte Größe werden die Statistischen Parameter entsprechend ihrer Form und Inhalte ausgewiesen. Bei Zeitreihen sind dies die Minimum- und Maximum-Werte der Daten der Ordinate und der Abszisse. Für die Histogramme kommen noch der Mittelwert, der Median, die Varianz und die Standardabweichung hinzu. Bei den Scatterplots wird jeder berechnete Ausgangsparameter als Funktion seiner gewürfelten Eingangsparameters dargestellt. Hier können die Würfelwerte oder die modifizierten Eingangswerte gewählt werden. In diesem Fall werden die Parameter Minimum- und Maximum-Werte, Mittelwert, Median, Varianz und Standardabweichung für beide Wertegruppen X und Y ausgewiesen. Aus diesen Werten werden die Kovarianz, die Pearson Korrelation sowie die Spearman Korrelation nach zwei Verfahren berechnet. In der Abbildung 4-12 sind auch Werte für den F-Test und dem T-Test ausgewiesen. Wie anfangs erwähnt sind diese Methoden aus Zeitgründen noch nicht vollständig implementiert.

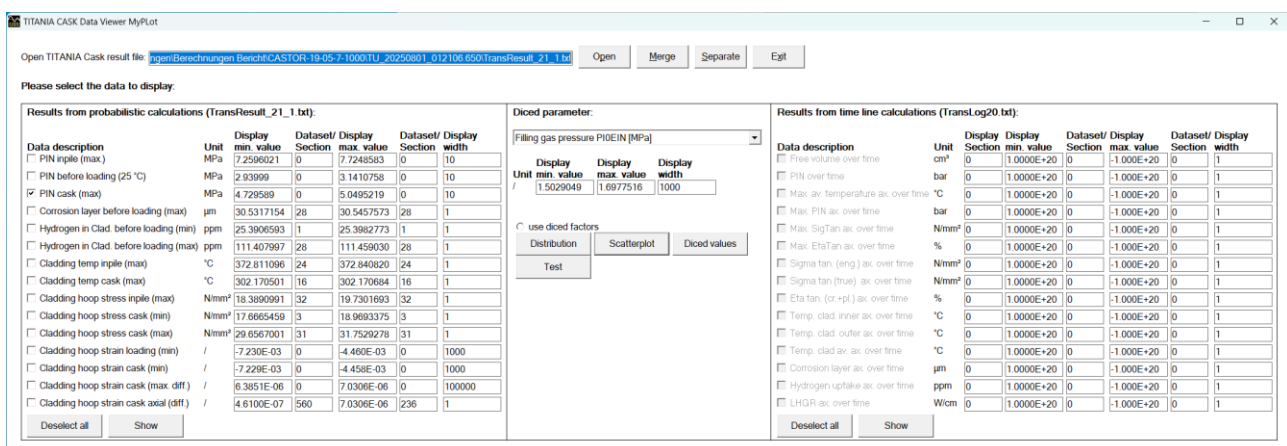


Abbildung 4-9 Workbench des Auswertetool MyPlot

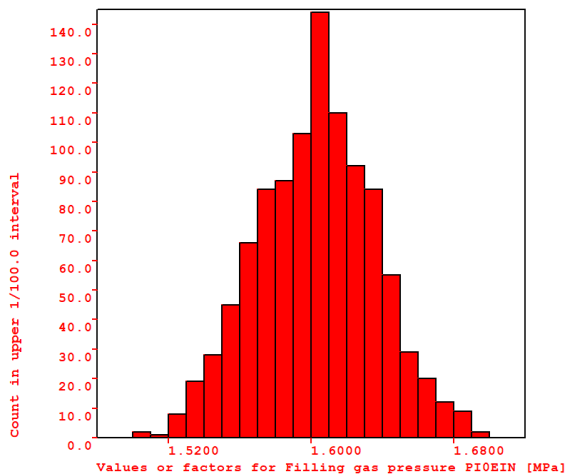


Abbildung 4-10 Verteilung der Eingangsgröße des Fertigungsparameters Brennstabinnendruck in MPa bei 20 °C.

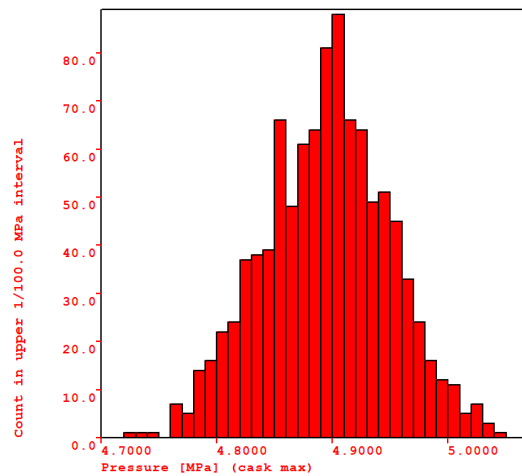


Abbildung 4-11 Verteilung des maximalen Brennstabinnendrucks in MPa während der Zwischenlagerung

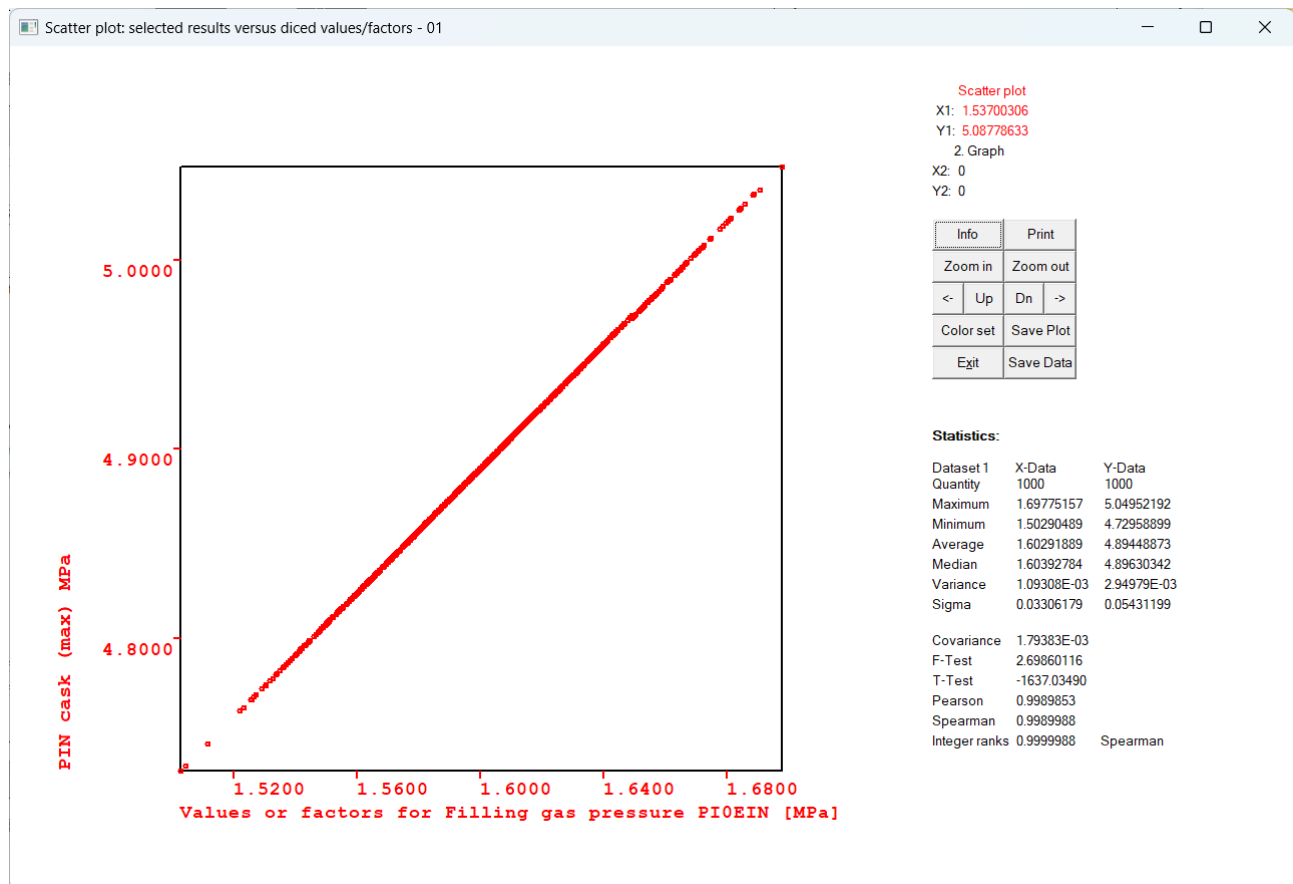


Abbildung 4-12 Darstellung als Scatterplot der Variation des maximalen Brennstabinnendrucks während der Zwischenlagerung in MPa versus der Eingangsgröße des Fertigungsparameters Brennstabinnendruck in MPa bei 20 °C.

4.2 Matrix der durchzuführenden Rechnungen in Bezug auf Eingabe- und Modellparameter und der zu betrachtenden Ergebnisgruppen

Die Durchführung der Berechnungen sind sehr zeitaufwendig und bedürfen daher der Planung welche Eingangs- und Modellparameter in die Betrachtungen einbezogen werden sollen und welche Ausgangsparameter dann analysiert werden sollen. Die TRANSURANUS Software /TRANS/ bietet die Variation vieler Eingangs- und Modellparameter an, die jedoch je nach Analyseaspekt einer Erweiterung bedürfen, wenn sie nach der Auffassung des Anwenders eine Rolle spielen können. So könnten z.B. Variationen der Brennstabsäulenlänge, der Anreicherung, der Pelletporosität und weitere hinzugefügt werden. Es steht jedem Nutzer des Programms frei, diese Erweiterung vorzunehmen, jedoch liegt dann auch die Verifizierung und Validierung der Änderung bzw. die Wahl der probabilistischen Parameter in seinem Verantwortungsbereich. Für die Durchführung des vorliegenden Projektes haben wir keine solche Anpassungen vorgenommen.

Unsere Rechnungen wurden auf einem handelsüblichen Rechner mit einem Intel i7 Prozessor mit 8 realen Prozessorkernen und 16 virtuellen Kernen durchgeführt, der unter Volllast mit einer Taktfrequenz von bis zu 4.2 GHz arbeitet. Volllast wird bei diesem Rechner bei der gleichzeitigen Rechnung von 8 getrennten probabilistischen Rechenfällen erreicht. Für die Berechnung von 1000 Würfelungen pro Rechenfall werden ca. 5 Stunden reine Rechenzeit benötigt. Die probabilistischen Rechnungen für einen Analysefall können gesplittet werden und im Anschluss zusammengefügt werden. Es ist jedoch streng darauf zu achten, dass bei jeder Teilrechnung ein anderer Startwert für den Zufallsgenerator gewählt wird, da sonst die Rechnung nur wiederholt wird.

Zu den reinen Rechenzeiten kommen noch die Zeiten für das Aufsetzen der Rechnungen, deren Dokumentation und Auswertung hinzu, die den wesentlichen Teil ausmachen. Dies zeigt, dass der Arbeitsumfang durchaus einer Planung bedarf. Des Weiteren sind eine Automatisierung und ein strukturiertes Ablegen der vielen Rechnungen und Analysen erforderlich.

Bei der Auswahl der zu variierenden Eingangsparameter stand zunächst die Frage im Vordergrund, welche Ausgangsparameter von Interesse sind und welche Eingangsparameter diese maßgeblich beeinflussen können. In der jetzigen Bewertung der Hüllrohrintegrität für die 40-jährige Zwischenlagerung sind die Parameter Hüllrohrtemperatur $< 370\text{ °C}$, maximale Tangentialspannung im Hüllrohr $< 120\text{ MPa}$ und maximale tangentielle Kriechdehnung des Hüllrohres $< 1\%$ zum Ende der Lagerzeit. Diese haben wir in unserer weiteren Betrachtung herangezogen, wobei wir für die Tangentialdehnung die Rückdehnung des Hüllrohres während der Lagerzeit verwendet haben.

Weiterhin gilt es abzuschätzen welche möglichen Eingangsparameter diese Ausgangsparameter wesentlich beeinflussen. In der in diesem Projekt zur Verfügung stehenden Zeit können nicht alle Parameterkombinationen betrachtet werden. Daher haben wir auf Basis unserer Erfahrungen aus Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren mittels eines Engineering Judgements eine Vorauswahl der Eingangsparameter getroffen. Eine komplette Analyse aller Eingangsparameter auf die Zielgrößen ist jedoch bei einer Implementierung des Verfahrens für belastbare Aussagen in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren erforderlich. Unsere Vorauswahl ist in der Tabelle 4-1 dargestellt. Wir haben

16 Eingangsparameter ausgewählt, von denen wir erwarten, dass einige eindeutig die Ausgangsparameter beeinflussen und andere nicht. Hiermit soll auch die Einflussbreite der Eingangsparameter analysiert werden. Dargestellt sind die gewählten Eingangsparameter mit einer internen Nr., die der Position unserer internen Dokumentation entspricht, zusammen mit der Parameterherkunft, also dem Lebensabschnitt des Brennstabes in dem der Parameter hauptsächlich beeinflusst wird, und der gewählten Verteilungsform, die wir schon im Vorprojekt /TÜV 02/ dargestellt haben. Auf der rechten Hälfte der Tabelle 4-1 werden die jeweils betrachteten Ergebnisse für die in der Zwischenlagerung limitierten Ausgangsparameter Hüllrohrtemperatur (HrT), Tangentialspannung im Hüllrohr (HrTs) und Tangentialdehnung des Hüllrohres (HrTd) gelistet. In den folgenden tabellarischen Ergebnisdarstellungen sind die Spalten „Parameterherkunft“ und „Verteilungsform“ aus Platzgründen nicht nochmals aufgeführt. Die Ausgangsparameter werden mit Ihren Abkürzungen HrT, HrTs und HrTd bezeichnet. Die in der Tabelle 4-1 leeren Felder sind in den nachfolgenden Tabellen mit den entsprechenden Werten ausgefüllt.

Für jede in der Tabelle 4.1 angeführten 16 Eingangsparameter haben wir je 1000 Rechnungen mit der probabilistischen Variation des jeweiligen Eingangsparameters für einen der vier zentralen Brennstäbe durchgeführt. Des Weiteren haben wir 1600 Rechnungen für denselben Brennstab mit der Variation aller 16 Eingangsparameter durchgeführt. In der Tabelle 4-2 haben wir jeweils den Maximalwert, den Mittelwert und den Minimalwert jeder Parameterkombination für die Einzelvariationen und der Variation aller 16 Eingangsparameter dargestellt. Die Tabelle 4-3 enthält die Korrelationen nach Pearson und Spearman sowie die Kovarianz der Variationsrechnungen. Da die Variationsbreiten der realitätsnahen Beladung mit 32,5 kW aufgrund der kleineren best-estimate Ergebnisse auch klein ausfallen, haben wir zum Vergleich dieselben Rechnungen für einen zentralen Brennstab einer abdeckenden Beladung mit 39 kW durchgeführt, bei den jeweils zu Beginn der Lagerung die Maximaltemperatur ca. 366 °C und die maximale Tangentialspannung ca. 120 MPa beträgt. Die maximale Hüllrohrtemperatur von 366 °C stellt für diese Beladevariante die konservative obere Grenze da. Wir haben diesen Wert in unseren Rechnungen jedoch als best-estimate verwendet, der sich bei einem gewürfelten Wert von 1 ergeben würde und die Verteilungsform aus der gewürfelt wird nach oben hin nicht auf den Wert 1 beschränkt. Deshalb werden in unseren Rechnungen auch Hüllrohrtemperaturen größer als 366 °C ausgewiesen, die auch Auswirkungen auf andere temperaturabhängigen Ausgangsparameter haben können. Damit wird die Auswirkung einer Überschreitung eines wichtigen Eingangsparameters simuliert. Die maximale Hüllrohrtemperatur sollte sich aus dem oberen Wert des Unsicherheitsbereiches ergeben. Bei einem angesetzten Unsicherheitsbereich von $\pm 10\%$ ergibt sich eine best-estimate Temperatur von $366\text{ °C}/1,1 = 332,7\text{ °C}$. Um den Vergleich der statistischen Parameter aus den durchgeführten zwei Varianten mit 32,5 kW und 39 kW nicht zu beeinflussen, haben wir auf diese Anpassung bewusst verzichtet. In einer Rechnung zur konkreten Nachweisführung ist dies jedoch zu berücksichtigen.

Tabelle 4-1 Matrix der durchgeführten Rechnungen Wertebereiche der Ausgangsparameter

Eingangsparameter				Ausgangsparameter für die Lagerung		
				Eintragung der jeweiligen Analyseergebnisse		
Nr.	Name	Parameterherkunft	Verteilungsform	Hüllrohrtemperatur (HrT) [°C]	Tangentialspannung (HrTs) [MPa]	Tangentialdehnung HrTd [%]
02-1	Leistung	Betrieb Lagerung	Normal			
09-1	Wärmeabfuhr	Betrieb Lagerung	Normal			
24-1	Temperatur oberes Plenum	Betrieb Lagerung	Normal			
23-1	Temperatur unteres Plenum	Betrieb Lagerung	Normal			
04-2	Spaltgasfreisetzung aus dem Brennstoff	Betrieb Lagerung	Normal			
04-3	Brennstoffschwellen	Betrieb Lagerung	Normal			
07-4	Hüllrohrkriechen	Betrieb Lagerung	Normal			
02-7	Pelletdurchmesser	Fertigung	Gleich			
03-7	Hüllrohrdurchmesser innen	Fertigung	Gleich			
04-7	Hüllrohrdurchmesser außen	Fertigung	Gleich			
05-7	Füllgasdruck	Fertigung	Normal			
06-7	Füllgastemperatur	Fertigung	Normal			
07-7	Freies Plenumvolumen oben	Fertigung	Normal			
08-7	Freies Plenumvolumen unten	Fertigung	Normal			
02-8	Außenseitige Hüllrohrkorrosion	Betrieb	Normal			
03-8	Wasserstoffaufnahme Hüllrohr	Betrieb	Normal			
alle	Alle obigen Parameter	s.o.	s.o.			

4.3 Analyse der Rechenergebnisse in Bezug auf die gewürfelten Eingangsgrößen

Wie aus den Daten der Tabelle 4-2 ersichtlich ist, liegen für eine realitätsnahe Beladung mit 32,5 kW sowohl die maximalen Brennstabtemperaturen, die hier für den Zeitraum der Zwischenlagerung Eingabedaten sind und nur bei der Variation der Wärmeabfuhrbedingungen (Nr. 09-1 und „alle Parameter“) geändert werden, als auch die Tangentialspannung und die Kriechdehnung bei den jetzigen Bewertungskriterien im unkritischen Bereich. Ein Kriechen des Hüllrohres findet unter den realistisch möglichen Randbedingungen der Variationsrechnungen quasi nicht statt (vgl. Kapitel 4.1). Somit ist auch die Sensitivität der einzelnen Eingangsparameter auf die drei Ausgangsparameter schwer zu quantifizieren. Sie lässt sich aber aus den Korrelationen nach Pearson und Spearman sowie zum Teil aus der Kovarianz der jeweiligen Eingangs- und Ausgangsparameter ablesen solange man sich mit den Ergebnissen nicht im Bereich der Zahlen- bzw. Rechengenauigkeit bewegt. Diese Werte haben wir für die ausgewählten Eingangs- und Ausgangsparameter in der Tabelle 4-3 aufgelistet. Die Werte der abdeckende Beladung mit 39 kW in der Tabelle 4-4 zeigen bei einer bis auf die Wärmeabfuhrbedingungen identischen Bandbreite der Eingangsparameter eine größere Bandbreite der Ausgangsparameter, sofern eine entsprechende Korrelation vorliegt. Die Daten der Tabellen 4-3 und 4-4 haben wir im Anschluss der Tabellen dargestellt.

Für die Ermittlung der Kovarianz wurde bei den Eingangsparametern in dieser Untersuchung immer der gewürfelte Faktor für die Eingangsgröße verwendet. Somit wird der Wert der Kovarianz maßgeblich von der Varianz der Werte der betrachteten Ausgangsparameter bestimmt. Eine hohe positive Kovarianz zeigt an, dass Ausgangsparameter tendenziell dann eine hohe Ausprägung annehmen, wenn dies auch für den Eingangsparameter zutrifft und umgekehrt.

Die Maximal-, Mittel- und Minimalwerte der Ausgangsparameter in der Tabelle 4-2 geben die maximale Bandbreite des jeweiligen Ergebnisspektrums an und parametrisieren das jeweilige Unsicherheitsband des Ausgangsparameters in Bezug auf die jeweils variierten Eingangsparameter. Bis auf die Eingangsparameter Wärmeabfuhr und „alle Parameter“, die die Wärmeabfuhr beinhaltet, zeigen alle Ausgangsparameter eine moderate Variation auf die Variation der Eingangsparameter. Dies gilt sowohl für die Beladung mit 32,5 kW als auch für die Beladung mit 39 kW, auch wenn die Wertebereich der Ausgangsparameter unterschiedlich ist. Hieraus lässt sich ableiten, dass die Wärmeabfuhrbedingung ein sensibler Eingangsparameter ist. In der Abbildung 4-19 haben wir beispielhaft das Unsicherheitsband für den Brennstabinnendruck bei 100 Rechnungen mit der alleinigen Variation des Brennstabfülldruckes im Zeitverlauf dargestellt. Die Beschreibung dieses Ergebnisses folgt im Anschluss der Darstellung.

Tabelle 4-2 Maximal- Mittel- und Minimalwerte der Ausgangsparameter eines zentralen Brennstabs für die 32,5 kW und 39 kW Beladung der Einzelparametervariation

Eingangsparameter		Ausgangsparameter für die Lagerung					
		Angabe von Maximal-, Mittel- und Minimalwerten					
		Beladung 32,5 kW			Beladung 39 kW		
Nr.	Name	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]
02-1	Leistung	302,17	38,9	0,0094	366,0	137,8	1,22
		302,17	30,9	0,0068	366,0	115,7	0,71
		302,17	25,5	0,0052	366,0	99,8	0,47
09-1	Wärmeabfuhr	331,49	32,3	0,0020	401,5	120,7	3,52
		302,25	30,7	0,0007	366,1	115,2	0,83
		273,78	28,3	0,0003	331,6	107,5	0,16
24-1	Temperatur oberes Plenum	302,17	30,8	0,0007	366,0	116,0	0,70
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,5	0,69
		302,17	30,6	0,0007	366,0	115,0	0,69
23-1	Temperatur unteres Plenum	302,17	31,4	0,0007	366,0	118,5	0,74
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,5	0,69
		302,17	30,0	0,0007	366,0	112,5	0,65
04-2	Spaltgasfreisetzung aus dem Brennstoff	302,17	30,7	0,0007	366,0	115,6	0,70
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,1	0,69
		302,17	30,6	0,0007	366,0	115,4	0,69
04-3	Brennstoffschwellen	302,17	31,1	0,0007	366,0	116,7	0,72
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,4	0,69
		302,17	30,3	0,0007	366,0	114,0	0,67
07-4	Hüllrohrkriechen	302,17	30,9	0,0008	366,0	120,0	0,77
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,4	0,70
		302,17	30,5	0,0006	366,0	111,3	0,63
02-7	Pelletdurchmesser	302,17	30,8	0,0007	366,0	115,7	0,70
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,3	0,69
		302,17	30,6	0,0007	366,0	115,0	0,69
03-7	Hüllrohrdurchmesser innen	302,17	31,2	0,0007	366,0	117,5	0,74
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,4	0,70
		302,17	30,4	0,0007	366,0	113,6	0,06
04-7	Hüllrohrdurchmesser außen	302,17	31,9	0,0007	366,0	119,6	0,77
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,4	0,70
		302,17	29,6	0,0006	366,0	111,3	0,63

Eingangsparameter		Ausgangsparameter für die Lagerung Angabe von Maximal-, Mittel- und Minimalwerten					
		Beladung 32,5 kW			Beladung 39 kW		
Nr.	Name	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]
05-7	Füllgasdruck	302,17	31,8	0,0007	366,0	119,6	0,78
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,5	0,70
		302,17	29,7	0,0006	366,0	111,0	0,62
06-7	Füllgastemperatur	302,17	30,8	0,0007	366,0	116,0	0,71
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,5	0,69
		302,17	30,6	0,0007	366,0	114,9	0,68
07-7	Freies Plenumvolumen oben	302,17	30,7	0,0007	366,0	115,7	0,70
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,5	0,69
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,2	0,69
08-7	Freies Plenumvolumen unten	302,17	30,8	0,0007	366,0	115,7	0,70
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,5	0,69
		302,17	30,6	0,0007	366,0	115,2	0,69
02-8	Außenseitige Hüllrohrkorrosion	302,17	30,7	0,0007	366,0	116,0	0,70
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,4	0,69
		302,17	30,7	0,0007	366,0	114,9	0,70
03-8	Wasserstoffaufnahme Hüllrohr	302,17	30,7	0,0007	366,0	115,5	0,70
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,5	0,70
		302,17	30,7	0,0007	366,0	115,5	0,70
alle	Alle obigen Parameter	327,8	55,4	0,0024	400,5	140,9	4,35
		285,2	34,5	0,0005	365,8	115,4	0,83
		237,8	21,5	0,0001	330,5	92,2	0,14

Tabelle 4-3 Korrelationen nach Pearson und Spearman sowie die Kovarianz der Ausgangsparameter eines zentralen Brennstabs für die für die 32,5 kW und 39 kW Beladung der Einzelparametervariation

Eingangsparameter		Ausgangsparameter für die Lagerung					
		Korrelationen Pearson und Spearman sowie Kovarianz					
		Beladung 32,5 kW			Beladung 39 kW		
Nr.	Name	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]
02-1	Leistung	0,630	0,997	0,994	0,564	0,998	0,985
		0,594	0,999	0,999	0,548	0,999	0,999
		6,038E-07	0,056	1,700E-08	6,289E-07	0,160	2,873E-05
09-1	Wärmeabfuhr	0,999	0,991	0,944	0,999	0,983	0,929
		0,999	0,999	0,993	0,999	0,991	0,999
		0,332	0,026	8,440E-08	0,402	0,081	1,581E-04
24-1	Temperatur oberes Plenum	0,344	0,999	0,997	-7487E-15	0,999	0,999
		0,390	0,999	0,998	0,027	0,999	0,999
		3,587E-07	1,673E-03	5,730E-10	-5,800E-28	5,746E-03	9,491E-07
23-1	Temperatur unteres Plenum	0,045	0,999	0,999	4,095E-14	0,999	0,999
		0,051	0,999	0,999	0,016	0,999	0,999
		3,983E-08	7,609E-03	2,571E-09	3,113E-27	0,033	5,378E-06
04-2	Spaltgasfreisetzung aus dem Brennstoff	-3,731E-03	0,999	0,949	0,083	0,999	0,999
		-0,014	0,999	0,945	0,133	0,999	0,999
		-3,705E-09	3,995E-04	1,206E-10	1,111E-07	1,138E-03	2,226E-07
04-3	Brennstoffschwellen	0,018	0,999	0,998	7,170 E-04	0,981	0,999
		9,753E-03	0,999	0,998	0,012	0,991	0,999
		1,740E-08	5,135E-03	1,239E-09	8,436E-10	0,017	2,700E-06
07-4	Hüllrohrkriechen	0,026	0,995	0,999	0,433	-0,998	-0,998
		0,034	0,998	0,999	0,408	-0,999	-0,999
		2,594E-08	1,874E-03	9,046E-09	4,895E-08	-6,852E-03	-1,187E-06
02-7	Pelletdurchmesser	-0,021	0,983	0,995	-0,054	0,704	0,992
		-8,512E-04	0,982	0,996	-0,044	0,637	0,997
		-5,167E-10	5,664E-05	1,667E-11	-1,005E-09	5,208E-05	6,955E-09
03-7	Hüllrohrdurchmesser innen	-0,400	0,987	0,987	-0,379	0,994	0,996
		-0,404	0,998	0,999	-0,369	0,996	0,999
		-3,234E-08	4,913E-04	1,530E-10	-3,688E-08	2,639E-03	5,574E-07
04-7	Hüllrohrdurchmesser außen	0,483	-0,999	-0,999	0,433	-0,998	-0,998
		0,459	-0,999	-0,999	0,408	-0,999	-0,999
		4,450E-08	-1,832E-03	-5,402E-10	4,895E-08	-6,852E-03	-1,187E-06

Eingangsparameter		Ausgangsparameter für die Lagerung Korrelationen Pearson und Spearman sowie Kovarianz					
		Beladung 32,5 kW			Beladung 39 kW		
Nr.	Name	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]
05-7	Füllgasdruck	-0,047 -0,041 -2,816E-08	0,999 0,999 7,323E-03	0,999 0,999 2,262E-09	-0,042 -0,031 -3,169E-08	0,997 0,997 0,029	0,999 0,999 5,372E-04
06-7	Füllgastemperatur	6,034E-03 1,926E-03 5,604E-09	-0,999 -0,999 1,509E-03	-0,995 -0,995 -4,617E-10	8,008 E-03 0,023 9,723E-09	-0,889 -0,866 -4,315E-03	-0,999 -0,999 -1,106E-06
07-7	Freies Plenum- volumen oben	0,029 0,040 1,856E-08	-0,010 -0,998 -4,313E-05	-0,375 -0,379 -1,090E-11	-0,029 -0,029 -2,786E-08	0,989 0,999 1,892E-03	0,999 0,999 3,718E-07
08-7	Freies Plenum- volumen unten	0,054 0,085 4,933E-09	-0,999 -0,999 -1,032E-04	-0,991 -0,991 3,184E-11	0,030 0,036 3,884E-09	-0,933 -0,950 -3,063E-04	-0,999 -0,999 -5,393E-08
02-8	Außenseitige Hüllrohrkorrosion	0,008 0,003 6,750E-09	0,919 0,973 1,556E-03	0,812 0,924 2,606E-10	-0,072 -0,058 -8,121E-08	0,928 0,989 5,531E-03	0,773 0,920 6,404E-07
03-8	Wasserstoff- aufnahme Hüllrohr	-1,338E-14 -7,051E-03 -5,986E-28	-1,339E-14 -7,051E-03 -1,310E-28	- - 0,000	-1,337E-14 -7,051E-03 -1,021E-27	-1,338E-14 -7,051E-03 -5,732E-28	- - 0,000
alle	Alle obigen Parameter	Siehe Tabelle 4-3					

Tabelle 4-4 Korrelationen nach Pearson und Spearman sowie die Kovarianz der Ausgangsparameter eines zentralen Brennstabs für die 32,5 kW- und 39 kW-Beladung bei jeweils gleichzeitiger unabhängiger Variation aller 16 Parameter

Eingangsparameter		Ausgangsparameter für die Lagerung					
		Angabe von Maximal-, Mittel- und Minimalwerten					
		Beladung 32,5 kW			Beladung 39 kW		
Nr.	Name	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]
alle	Maximum	327,8	55,4	0,0024	400,5	140,9	4,35
	Mittelwert	285,2	34,5	0,0005	365,8	115,4	0,83
	Minimum	237,8	21,5	0,0001	330,5	92,2	0,14
		Korrelationen Pearson und Spearman sowie Kovarianz					
02-1	Leistung	6,301E-03	0,127	0,066	-9,534E-03	0,846	0,249
		7,171E-04	0,130	0,042	-5,129E-03	0,833	0,259
		2,420E-03	0,015	4,657E-09	-3,127E-03	0,185	3,681E-05
09-1	Wärmeabfuhr	0,087	0,013	0,086	0,999	0,328	0,876
		0,078	0,019	0,070	0,999	0,327	0,943
		0,039	1,894E-03	7,264E-09	0,390	0,085	1,536E-04
24-1	Temperatur oberes Plenum	0,022	0,053	0,049	-0,026	2,297E-03	-0,025
		6,857E-03	0,052	0,030	-0,026	0,013	-0,019
		0,011	7,773E-03	4,222E-09	-0,010	6,055E-04	-4,415E-06
23-1	Temperatur unteres Plenum	0,016	0,032	0,016	0,027	0,153	0,078
		0,011	0,035	0,023	0,019	0,157	0,064
		7,183E-03	4,628E-03	1,343E-09	0,010	0,040	1,409E-05
04-2	Spaltgasfreisetzung aus dem Brennstoff	0,069	0,038	0,050	-0,045	-7,085E-03	-0,029
		0,067	0,036	0,072	-0,042	-5,762E-03	-0,035
		0,031	5,422E-03	4,151E-09	-0,017	-1,811E-03	-5,27E-06
04-3	Brennstoffschwellen	0,023	-0,011	0,014	-4,521E-03	0,056	0,014
		0,027	-6,442E-03	0,021	-8,266E-03	0,070	0,016
		0,010	-1,600E-03	1,127E-09	-1,713E-03	0,015	2,416E-06
07-4	Hüllrohrkriechen	-0,022	-0,065	-0,027	-7,019E-03	-0,018	0,028
		-0,019	-0,075	-0,035	9,285E-03	-0,021	0,050
		-9,911E-03	-9,358E-03	-2,299E-09	-2,733E-03	4,663E-03	4,845E-06
02-7	Pelletdurchmesser	-0,017	0,051	0,019	-0,966E-03	-2,470E-03	-0,012
		-0,012	0,034	-1,379E-03	-8,634E-03	-2,417E-03	-0,012
		-1,130E-4	1,054E-04	2,247E-11	-5,413E-05	-9,172E-06	-2,917E-08
03-7	Hüllrohrdurchmesser innen	0,019	3,505E-03	0,014	-1,918E-03	0,140	0,054
		0,022	1,826E-03	0,023	-8,310E-03	0,143	0,051
		6,523E-04	3,813E-05	9,060E-11	-5,618E-05	2,716E-03	7,091E-07

Eingangsparameter		Ausgangsparameter für die Lagerung Angabe von Maximal-, Mittel- und Minimalwerten					
		Beladung 32,5 kW			Beladung 39 kW		
Nr.	Name	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]	HrT [°C]	HrTs [MPa]	HrTd [%]
04-7	Hüllrohrdurch- messer außen	6,920E-03 0,022 2,583E-04	0,032 0,021 3,862E-04	8,920E-03 0,030 6,164E-11	-0,064 -0,066 -2,051E-03	-0,328 -0,319 -6,969E-03	-0,142 -0,158 -2,040E-06
05-7	Füllgasdruck	0,013 6,060E-03 3,605E-03	-0,015 -0,020 -1,335E-03	-9,196E-03 3,993E-04 -4,861E-10	0,055 0,056 0,014	0,230 0,217 0,037	0,112 0,123 1,236E-05
06-7	Füllgastempe- ratur	-0,012 -0,020 -9,118E-03	-0,038 -0,043 -5,584E-03	-0,035 -0,036 -2,498E-09	0,051 0,044 0,020	-0,035 -0,035 -9,197E-03	0,023 0,026 4,103E-06
07-7	Freies Plenum- volumen oben	-8,201E-03 -0,015 -2,478E-03	-4,810E-03 -6,982E-03 -4,630E-04	3,156E-04 -0,014 1,766E-11	0,033 0,029 8,491E-03	-0,019 -0,014 -3,324E-03	0,032 0,018 3,279E-06
08-7	Freies Plenum- volumen unten	-7,470E-03 -0,014 -3,418E-03	9,825E-03 9,696E-03 1,432E-04	1,367E-04 -5,868E-03 1,158E-12	5,064E-03 3,035E-03 1,989E-04	-0,017 -0,013 -4,330E-04	2,928E-03 -3,857E-03 5,169E-08
02-8	Außenseitige Hüllrohrkorro- sion	-0,025 -0,027 -0,012	-7,802E-03 -0,013 -1,165E-03	-0,031 -0,024 -2,699E-09	-0,056 -0,061 -0,023	-0,015 -0,023 -4,126E-03	-0,038 -0,056 -6,818E-06
03-8	Wasserstoff- aufnahme Hüllrohr	-0,029 -0,025 -0,014	-0,042 -0,035 -6,210E-03	-0,030 -0,033 -2,593E-09	0,032 0,031 0,013	0,033 0,035 8,711E-03	0,050 0,044 0,890E-06

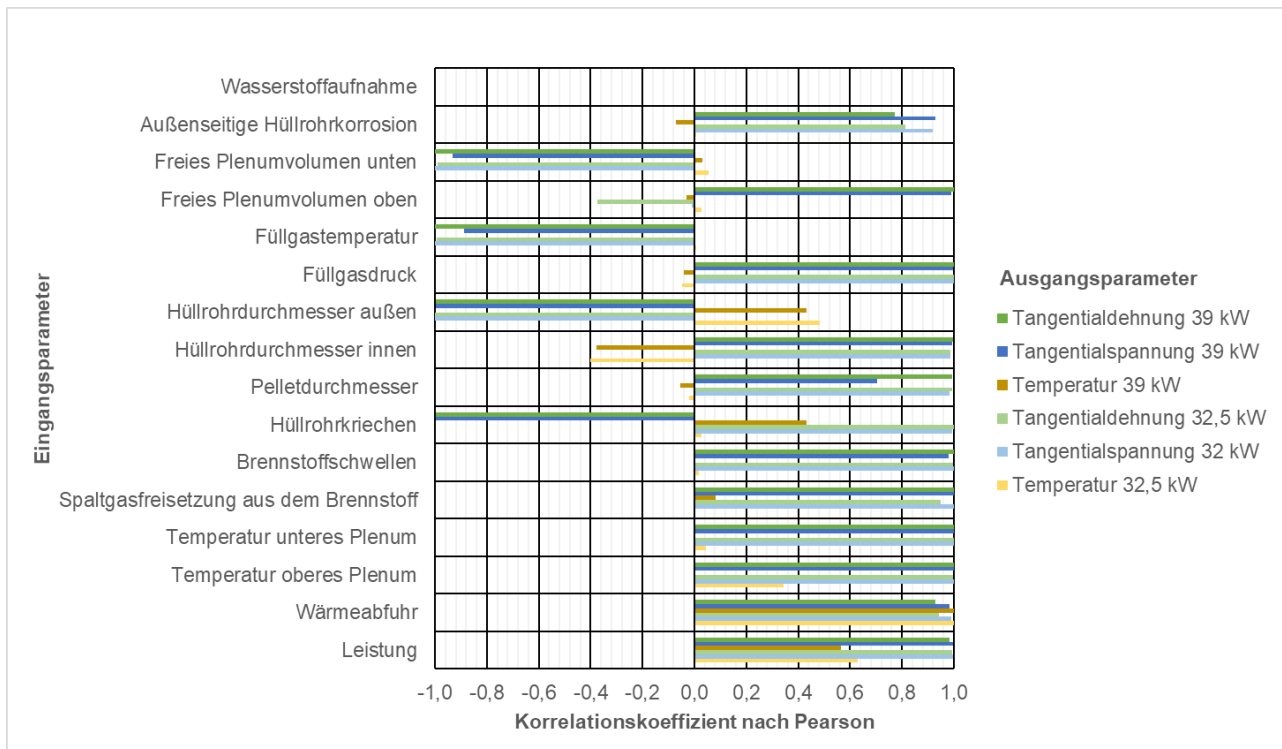


Abbildung 4-13 Korrelationskoeffizienten nach Pearson der Einzelvariation der Eingangsparameter

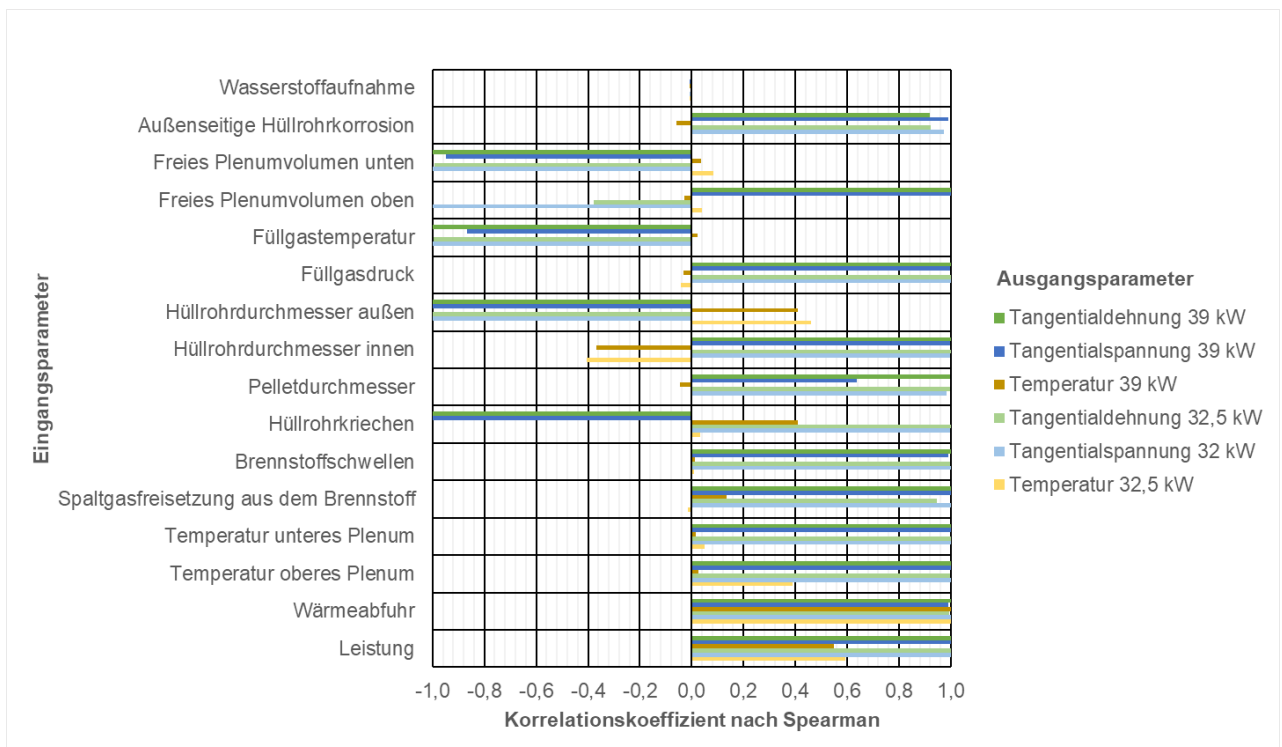


Abbildung 4-14 Korrelationskoeffizienten nach Spearman der Einzelvariation der Eingangsparameter

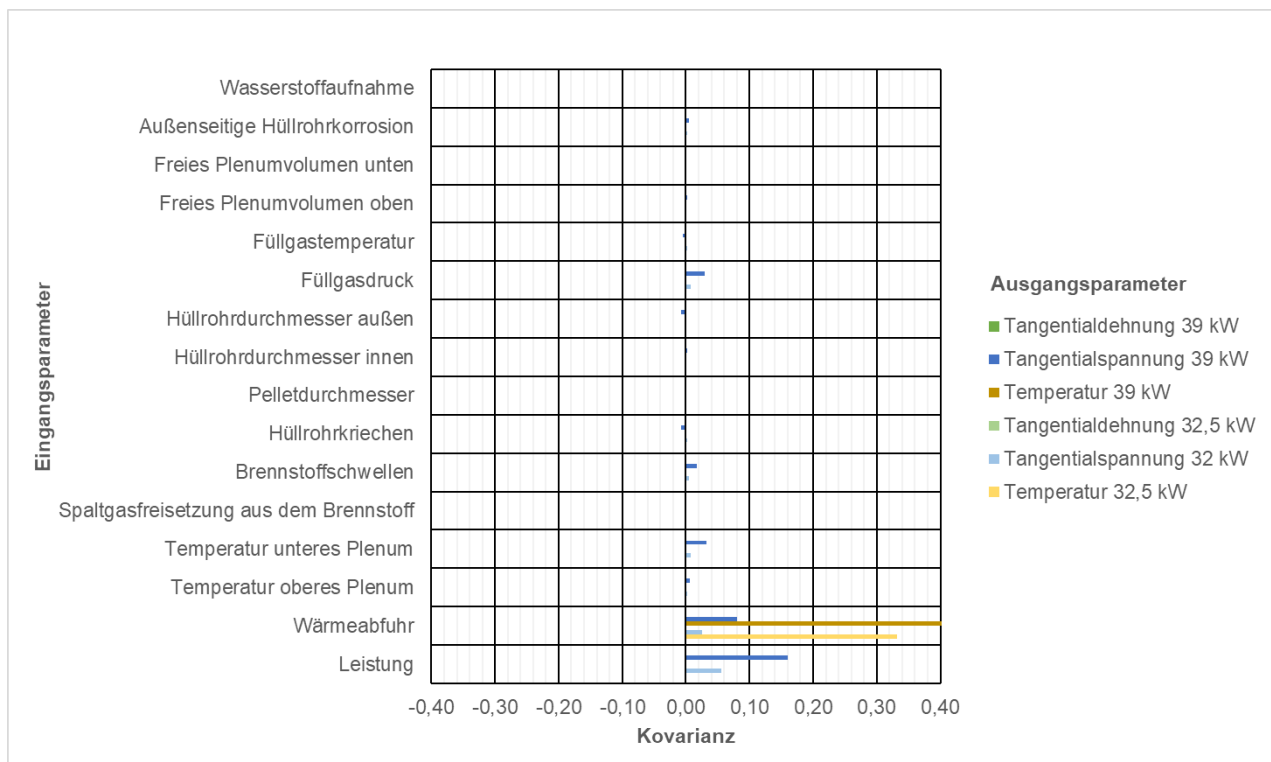


Abbildung 4-15 Kovarianz der Einzelvariation der Eingangsparameter

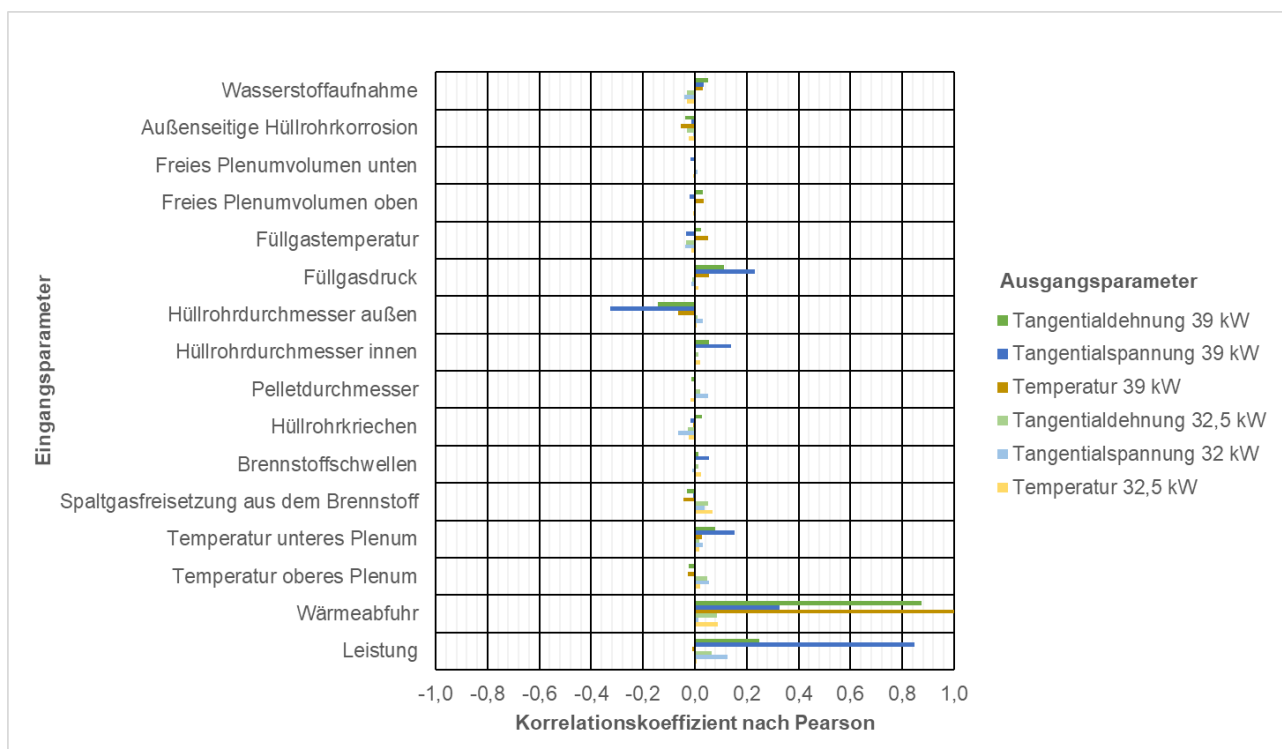


Abbildung 4-16 Korrelationskoeffizienten nach Pearson der gleichzeitigen Variation aller Eingangsparameter

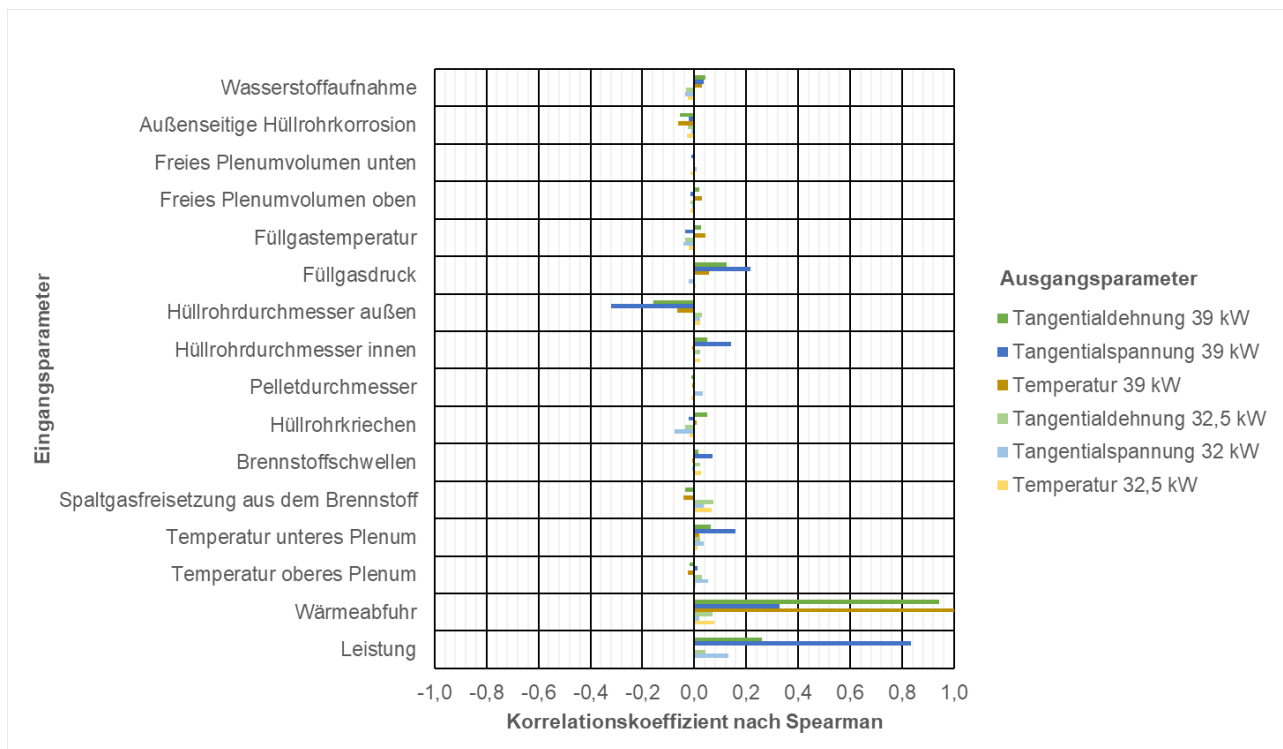


Abbildung 4-17 Korrelationskoeffizienten nach Spearman der gleichzeitigen Variation aller Eingangsparameter

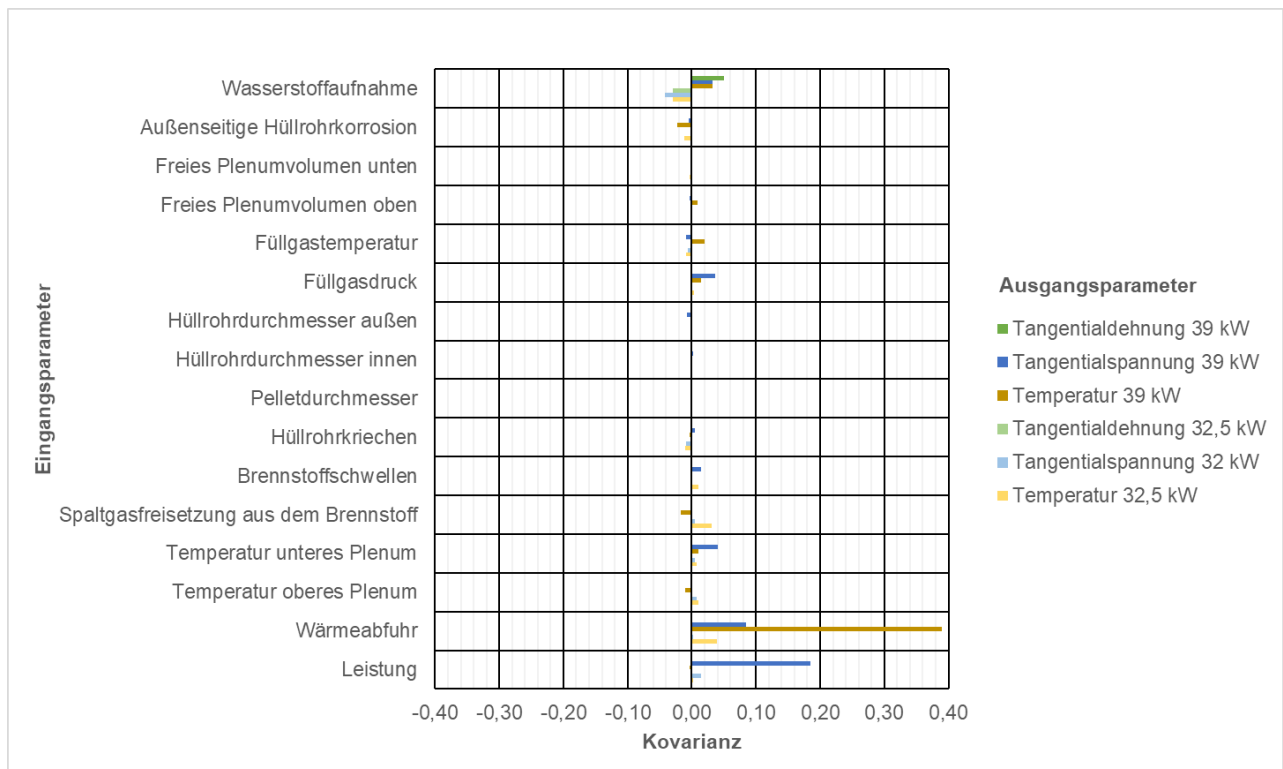


Abbildung 4-18 Kovarianz der gleichzeitigen Variation aller Eingangsparameter

Aus den Darstellungen der Korrelationskoeffizienten der Einzelvariation der Eingangsparameter in den Abbildungen 4-13 und 4-14 zeigen sich für die meisten Eingangsparameter positive bzw.

negative Korrelationskoeffizienten im Bereich größer 0,4 bzw. kleiner -0,4, die einen moderaten Zusammenhang bzw. größer 0,8 bzw. kleiner -0,8 die einen starken Zusammenhang zwischen dem jeweiligen Eingangsparameter und dem jeweiligen Ausgangsparameter ausdrücken. Bei Werten zwischen -0,1 und +0,1 ist ein schwacher bis zu kein Zusammenhang zu vermuten. So zeigt z.B. die Wasserstoffaufnahme im Hüllrohr keinen Zusammenhang mit den drei Ausgangsparametern in der Einzelparametervariation. Dies ist darin begründet, dass bei den in diesen Rechnungen verwendeten Modellen der Wasserstoffgehalt im Hüllrohrmaterial nicht eingeht. Wir haben diesen Eingangsparameter als Testfall ausgewählt, um daran das System zu prüfen. Wenn weitere Erkenntnisse aus laufenden Versuchen mit Wasserstoff im Hüllrohrmaterial vorliegen und dies zu Modellerweiterungen führt, können diese hiermit auf ihren Einfluss auf die Ausgangsparameter getestet werden. Wie bereits eingangs erwähnt, sagen die Korrelationskoeffizienten nichts über die Bandbreite der Variation des Ausgangsparameters aus, da sie durch das Produkt der Standardabweichungen auf das Intervall -1:1 normiert sind.

Bei der Einzelparametervariation gibt die Kovarianz (siehe Kapitel 4.1), auf der die Berechnung der Korrelationen beruht, eher einen Wert für die Größe der Bandbreite der Ausgangsparameter in Bezug auf die Bandbreite der Eingangsparameter wieder. Der Wert für die Kovarianz drückt aus, wie sich Ausgangswerte zu den Eingangswerten verhalten. Aus der Abbildung 4-15 ist zu entnehmen, dass die Eingangsparameter Leistung und Wärmeabfuhr die größten Wertebereiche für die Hüllrohrtemperatur und die Tangentialspannung ergeben. Dies ist jedoch nur ein erster Indikator. Für die Detailbewertung ist die Bandbreite der Ausgangsparameter selbst heranzuziehen, da nur an diesen z.B. eine Grenzwertüberschreitung festgestellt werden kann.

Bei der gleichzeitigen unabhängigen Variation aller Eingangsparameter zeigt sich in den Abbildungen 4-16 bis 4-18 ein anderes Bild. Hier ist die Ausbildung der Korrelationskoeffizienten weniger ausgeprägt und einige Parameterkombinationen zeigen Werte, die bei der Einzelparametervariation nicht auftraten. Dies hat seine Ursache in der gegenseitigen Beeinflussung der Ausgangsparameter durch die Eingangsparameter. Das bedeutet zum Beispiel, dass bei einer Kombination von zwei Modellen, die einen vergleichbaren Einfluss auf die Bandbreite des Ausgangsparameters haben, jedoch unterschiedliche Vorzeichen besitzen, in der Kombination keine oder eine erheblich geringere Bandbreite des Ausgangsparameters ergeben können. Kombinationen können sich verstärken oder es ergeben sich Werte für eine Eingangs-/Ausgangsparameterkombination, die in der Einzelparametervariation nicht erkennbar ist. Diese Erkenntnis gilt es weiter zu eruieren. Es sind neben der Kovarianz auch die Varianzen der anderen Parameter untereinander zu betrachten. Dies ist für das Verständnis der Anwendung wichtig, konnte im Rahmen dieses Projektes aus Zeitgründen jedoch nicht weiter verfolgt werden.

Die Ergebnisse der Analysen lassen jedoch zu, einzuordnen, welche Eingangsparameter bei der gleichzeitigen unabhängigen Variation aller Eingangsparameter dominant sind. Wie in den Abbildungen 4-16 bis 4-18 zu entnehmen ist, sind die Eingangsparameter Leistung und Wärmeabfuhr die dominierende Parameter. Andererseits zeigt der Eingangsparameter Wasserstoffaufnahme deutlich größere Werte als zu erwarten ist, da er, wie oben beschrieben, in der Einzelparametervariation keinen Einfluss zeigt und auch nicht haben sollte.

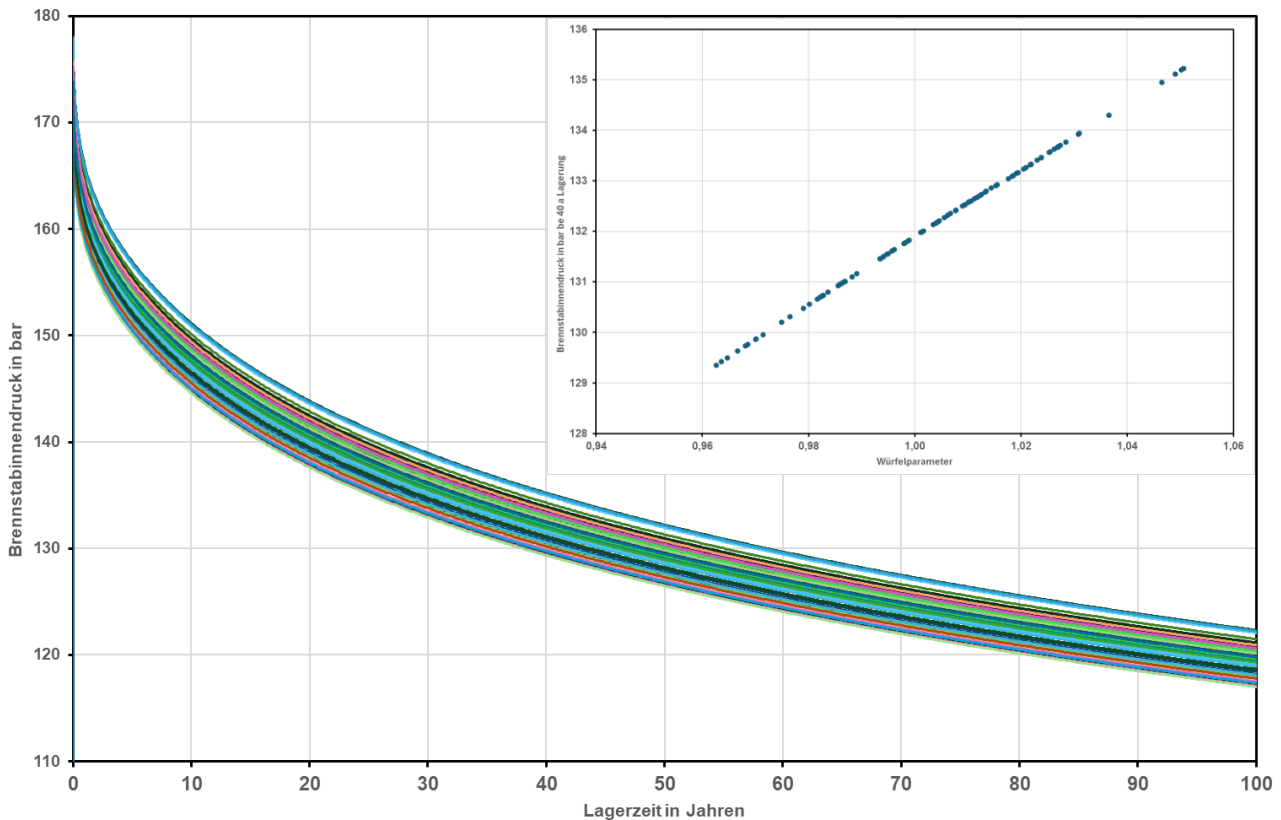


Abbildung 4-19 Bandbreite des zeitlichen Verlaufs des Brennstabinnendrucks bei 100 Einzelparаметervariationen

In der Abbildung 4-19 haben wir den zeitlichen Verlauf des Brennstabinnendrucks während der Lagerzeit von 100 Einzelvariationen des Brennstabfülldruckes aus der Herstellung dargestellt. Wir haben diesen Parameter gewählt, da er neben der Temperatur maßgeblich die Tangentialspannung in der Hüllrohrwand und die Kriechdehnung des Hüllrohres bestimmt. Die obere und untere Einhüllende stellen zusammen das Unsicherheitsband dar, das in diesem Rechenfall bestimmt wurde. Die Bandbreite liegt zwischen 8,8 bar zu Beginn der Lagerung und bei 5,3 bar bei 100 Jahren Zwischenlagerung. Die Abnahme der Bandbreite ist auf die Abkühlung während der Lagerzeit und im geringen Maße durch den Zuwachs des freien Volumens im Brennstab aufgrund der Kriechdehnung bedingt. Durch diese Analyse-methode lassen sich bei ausreichender Anzahl von Rechnungen die möglichen Margen für die Eingangsparameter ableiten. Dazu sind wiederum die statistischen Kenngrößen der Kovarianz und der Korrelationen heranzuziehen, aus denen eindeutig hervorgehen muss, dass zwischen den Eingangsparameter und Ausgangsparameter eine mindestens monotone Beziehung besteht. Hierzu haben wir für jeden Zeitpunkt der Rechnung für die Lagerzeit diese Parameter bestimmt. Für den Zeitpunkt 40 Jahre haben wir in der Abbildung 4-19 den Scatterplot des Brennstabinnendrucks gegen den Würfelparameter des Brennstabfülldruckes aus der Fertigung aufgetragen. Es zeigt sich ein starker linearer Zusammenhang der über den gesamten Zeitverlauf besteht. Dies geben auch die Korrelationswerte wieder, die wir für einige Zeitpunkte der Lagerzeit in der Tabelle 4-5 gelistet haben.

Tabelle 4-5 Korrelationen nach Pearson und Spearman sowie die Kovarianz für die Parameterkombination Brennstabfülldruck - Brennstabinnendruck zu ausgesuchten Zeitpunkten einer 100 Jahre andauernden Lagerung

Zeitpunkt [a]	Pearson	Spearman	Kovarianz
0	0,989965	0,989988	0,041346
10	0,989933	0,989988	0,030793
40	0,989932	0,989988	0,027507
100	0,989931	0,989988	0,024899

Die Korrelationswerte liegen alle nahe dem maximal möglichen Wert von 1. Die Kovarianz fällt über die Lagerzeit leicht ab und folgt somit der abfallenden Bandbreite. Der zeitliche Verlauf folgt dabei dem Abfallen des Brennstabinnendrucks. Bei den Analysen der Rechnungen zu jeweils festen Zeitpunkten ist zu prüfen, ob der Zeitpunkt auch in allen Datensätzen existiert. Ist dies nicht der Fall sind entsprechende Interpolationen vorzunehmen, wie wir sie an dieser Stelle auch durchgeführt haben. Schon geringe Differenzen machen die statistische Analyse unbrauchbar, ohne dass dies auch offensichtlich zu Tage tritt.

Zusammenfassend stellen wir fest, dass mit den probabilistischen Analysen bei der Einzelparametervariation eindeutige Aussagen über die Sensitivität der Ausgangsparameter und über den Zusammenhang zwischen Eingangsparameter und Ausgangsparameter erreicht werden können. Somit lässt sich bei ausreichender Anzahl der Würfelungen mit eindeutig von null verschiedener Korrelation und Kovarianz die Ergebnisbandbreite als Unsicherheitsband ermittelt. Bei der gleichzeitigen Variation mehrerer Eingangsparameter sind die Ergebnisse der statistischen Analysen bisher nicht eindeutig genug, um qualitativ vergleichbare Aussagen zu treffen. Hier bedarf es weiterer Untersuchungen, die zeitlich nicht in diesem Projekt zu realisieren waren.

5 Ableitungen von Schlussfolgerungen unter Berücksichtigung der Ergebnisse des Vorhabens FKZ 4720E03366 (2020-2023).

Die Überprüfung der Bestands- und GAP-Analyse aus den Vorprojekten in 2017 /TÜV 01/ und 2023 /TÜV 02/ auf Aktualität und weiteren Bestand hat ergeben, dass im Wesentlichen diese weiterhin Bestand haben und sich einige Empfehlungen, wie z.B., dass die Auswirkungen der Hybrid-Reorientierung experimentell in Simulationen und Langzeitversuchen (SPIZWIRZ, SCIP) grundlegend erforscht werden, aus denen Modelle für Berechnungsprogramme abgeleitet werden können. Unsere Empfehlung, schon heute die Wasserstoffgehalte in die Dokumentation der Beladungen mit aufzunehmen bzw. diese nachzutragen bzw. getrennt zu sammeln, erhalten wir aufrecht. Unsere vorgeschlagene Vorgehensweise der integralen probabilistischen Analyse des Brennstabverhaltes findet sich in dem Positionspapier der ESK /ESK 02/ in Grundzügen wieder.

Die Verfolgung der laufenden Forschungsprojekte zum Inventarverhalten während der Zwischenlagerung ergaben im Ganzen keine neuen Erkenntnisse. Die Projekte werden fortgesetzt und die BGZ ist mit ihrem Forschungsprogramm gut vernetzt. Wir selbst sind an den meisten Forschungsprogrammen nicht beteiligt, da wir als Sachverständigenorganisation diese ggf. in späteren Verfahren bewerten müssen. Wir verfolgen die Projekte jedoch auf der Ebene der Veröffentlichungen und Fachbeiträge auf Konferenzen. So wurden auf dem 9. SEDS Workshop 2025 der GRS in Garching bei München in mehreren Vorträgen Ergebnisse von Berechnungen verschiedener Institutionen aus dem Blind-Benchmark zum SPIZWURZ Projekt (SPIZWURZ: Spannungsinduzierte Wasserstoffumlagerung in Brennstabhüllrohren) dargestellt. Ein Experiment zeigte für ein Hüllrohrmaterial sehr viel höhere Werte für die Tangentialdehnung als die Berechnungen auswiesen. Nach unserer Auffassung liegt hier ein Problem mit dem Experiment selbst vor, das zurzeit untersucht wird.

Die Evaluierung der Zwischenlagereigenschaften von Brennelementen aus bzw. in Materialtest- und Experimentierreaktoren in Deutschland gibt einen Überblick über die momentane Situation. Bei den aluminiumbasierten Brennelementen des BER II und des FRM II sowie auch denen des RFR ist nach unserem jetzigen Kenntnisstand die während der 40-jährigen Zwischenlagerung als nicht begrenzend eingestufte langsame Freisetzung von flüchtigen Spaltprodukten dahingehend erneut zu analysieren, ob dadurch Schädigungen an den Behälterkomponenten entstehen können und ob die Freisetzungsraten weiterhin so gering ist, dass auch eine deutlich längere Zwischenlagerung möglich ist. Für die TRIGA-Brennelemente des FRMZ liegen noch keine Erkenntnisse über die Zwischenlagerfähigkeit vor, da noch keine Brennelemente eingelagert wurden. Die Einlagerung ist beantragt und das Genehmigungsverfahren wird entsprechende Bewertungen beinhalten.

Bei der Sensitivitätsanalysen haben wir an ausgewählten Parametern in einer Einzelparametervariation gezeigt, wie diese sich auf einzelne Ausgangsparameter auswirken und haben durch Korrelationsparameter den Zusammenhang beziffern können. Aus den Ergebnissen konnte abgeleitet werden, welche Eingangsparameter wesentlichen Einfluss auf den jeweiligen Ausgangsparameter haben.

Bei der gleichzeitigen unabhängigen Variation aller Eingangsparameter wurde deutlich, dass durch die gegenseitige Beeinflussung der Variationen keine so eindeutigen Korrelationen zwischen Eingangs- und Ausgangsparametern zeigen wie in der Einzelparametervariation. Durch die Kombinationen können sich die Einflüsse verstärken oder es ergeben sich Werte für eine Eingangs-/Ausgangsparameterkombination, die in der Einzelparametervariation nicht erkennbar sind. Dieses Erkenntnis gilt es weiter zu eruieren. Es sind neben der Kovarianz auch die Varianzen der anderen Parameter untereinander zu betrachten. Dies ist für das Verständnis der Anwendung wichtig und wird von uns weiter verfolgt. In der Fachliteratur haben wir zu diesem Ergebnis keinen Hinweis gefunden.

Abbildung 4-1	Zeitlicher Verlauf der maximalen Hüllrohrtemperatur in der abdeckenden Beladung.....	27
Abbildung 4-2	Zeitliche Entwicklung des Brennstabinnendrucks für das heißeste Hüllrohr der abdeckenden Beladung	27
Abbildung 4-3	Zeitlicher Verlauf der Tangentialspannung in der abdeckenden Beladung.....	27
Abbildung 4-4	Zeitliche Entwicklung der Tangentialdehnung für das duktilste Hüllrohrmaterial der abdeckenden Beladung	27
Abbildung 4-5	Zeitlicher Verlauf der maximalen Hüllrohrtemperatur in einer realen Beladung mit 32 kW Behälterleistung (Brennstab mit 32 Abschnitten)...	29
Abbildung 4-6	Zeitliche Entwicklung des Brennstabinnendrucks für das heißeste Hüllrohr der realen Beladung	29
Abbildung 4-7	Zeitlicher Verlauf der Tangentialspannung des zentralen Brennstabes in einer realen Beladung mit 32 kW Behälterleistung	29
Abbildung 4-8	Zeitliche Entwicklung der Tangentialdehnung für das duktilste Hüllrohrmaterial der realen Beladung: Ausschnitt zum Beladezeitpunkt.....	29
Abbildung 4-9	Workbench des Auswertetool MyPlot.....	31
Abbildung 4-10	Verteilung der Eingangsgröße des Fertigungsparameters Brennstabinnendruck in MPa bei 20 °C.....	32
Abbildung 4-11	Verteilung des maximalen Brennstabinnendrucks in MPa während der Zwischenlagerung	32
Abbildung 4-12	Darstellung als Scatterplot der Variation des maximalen Brennstabinnendrucks während der Zwischenlagerung in MPa versus der Eingangsgröße des Fertigungsparameters Brennstabinnendruck in MPa bei 20 °C.....	32
Abbildung 4-13	Korrelationskoeffizienten nach Pearson der Einzelvariation der Eingangsparameter	43
Abbildung 4-14	Korrelationskoeffizienten nach Spearman der Einzelvariation der Eingangsparameter	43
Abbildung 4-15	Kovarianz der Einzelvariation der Eingangsparameter.....	44

Abbildung 4-16	Korrelationskoeffizienten nach Pearson der gleichzeitigen Variation aller Eingangsparameter	44
Abbildung 4-17	Korrelationskoeffizienten nach Spearman der gleichzeitigen Variation aller Eingangsparameter	45
Abbildung 4-18	Kovarianz der gleichzeitigen Variation aller Eingangsparameter.....	45
Abbildung 4-19	Bandbreite des zeitlichen Verlaufs des Brennstabinnendrucks bei 100 Einzelparametervariationen	47

7 Tabellenverzeichnis

Tabelle 3-1	Forschungsrektoren in Deutschland mit zu entsorgenden Brennelement und Brennstofftypen	17
Tabelle 4-1	Matrix der durchgeführten Rechnungen Wertebereiche der Ausgangsparameter	35
Tabelle 4-2	Maximal- Mittel- und Minimalwerte der Ausgangsparameter eines zentralen Brennstabs für die 32,5 kW und 39 kW Beladung der Einzelparametervariation.....	37
Tabelle 4-3	Korrelationen nach Pearson und Spearman sowie die Kovarianz der Ausgangsparameter eines zentralen Brennstabs für die für die 32,5 kW und 39 kW Beladung der Einzelparametervariation	39
Tabelle 4-4	Korrelationen nach Pearson und Spearman sowie die Kovarianz der Ausgangsparameter eines zentralen Brennstabs für die 32,5 kW- und 39 kW-Beladung bei jeweils gleichzeitiger unabhängiger Variation aller 16 Parameter	41
Tabelle 4-5	Korrelationen nach Pearson und Spearman sowie die Kovarianz für die Parameterkombination Brennstabfülldruck - Brennstabinnendruck zu ausgesuchten Zeitpunkten einer 100 Jahre andauernden Lagerung	48
Tabelle 9-1	Belastungen, die von LWR-Brennelementen bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb abgetragen werden müssen.	59
Tabelle 9-2	Belastungen, die von LWR-Brennelementen, Sonder-Brennelementen oder KSBS ergänzend zu den in Anlage 9.1 aufgeführten Belastungen bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb abgetragen werden müssen	69

- /ANL 01/ Argonne National Laboratory
M.C. Billone and T.A. Burtseva
Effects of Lower Drying-Storage Temperature on the Ductility of High-Burnup PWR Cladding
Fuel Cycle Research & Development
Prepared for U.S. Department of Energy, Used Fuel Disposition Campaign
August 30, 2016
FCRD-UFD-2016-000065, ANL-16/16
- /ANL 02/ Argonne National Laboratory
M.C. Billone and T.A. Burtseva, Z. Han and Y.Y.Liu
Effects of Multiple Drying Cycles on High-Burnup PWR Cladding Alloys
Fuel Cycle Research & Development
Prepared for U.S. Department of Energy, Used Fuel Disposition Campaign
September 26, 2014
FCRD-UFD-2014-000052, ANL-14/11
- /ANL 03/ Argonne National Laboratory
Used Fuel Disposition Campaign
M.C. Billone et al.
Embrittlement and DBTT of High Burnup PWR Fuel Cladding Alloys
Prepared for U.S. Department of Energy
September 30, 2013
FCRD-UFD-2013-000401, ANL-13/16
- /AtG/ Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz), AtG
Atomgesetz in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), das zuletzt durch Artikel 1 des Gesetzes vom 4. Dezember 2022 (BGBl. I S. 2153) geändert worden ist
- /BMUKN 01/ <https://www.bundesumweltministerium.de/themen/nukleare-sicherheit/rechtsvorschriften-und-technische-regeln/verordnungen>,
zuletzt aufgerufen am 23.07.2025
- /BOUF 01/ P. Bouffiox et al.
Hydride reorientation in M5 cladding and its impact on Mechanical Properties
Top Fuel 2013, Charlotte, North Carolina,
September 15-19, 2013

- /Dietrich/ Forschungszentrum Jülich GmbH
 Institut für chemische Technologie
 Kenntnisstand zum Verhalten der Aluminium-MTR-Brennelemente unter Zwischen-
 lagerbedingungen (Literaturstudie)
 M. Dietrich, H. Brücher
 Interner Bericht KFA-ICT-IB-535/92 März 1993
- /DOE/ Sandia National Laboratories
 Data Analysis of ENSA/DOE Rail Cask Tests
 Prepared for US Department of Energy
 Spent Fuel and Waste Science and Technology
 E.A. Kalinina, C. Wright, L. Lujan, N. Gordon, S.J. Saltzstein, and K.M. Norman
 SFWD-SFWST-2018-000494
 SAN D2018-XXXX
 November 19, 2018
- /EPRI 01/ Electric Power Research Institute (EPRI)
 International Thermal Modeling Benchmark Project – Phase I Results:
 An Extended Storage Collaboration Program Activity
 3002023976
 Technical Report November 2022
- /EPRI 02/ Electric Power Research Institute (EPRI)
 Spent Fuel and Waste Disposition
 Sister Rod Nondestructive Examination
 Final Report
 Prepared for US Department of Energy Spent Fuel and Waste Science and Tech-
 nology
 Oak Ridge National Laboratory: Rose Montgomery, Bruce Bevard, Robert N. Morris,
 James Goddard, Jr., Susan K. Smith, Jianwei Hu
 Electric Power Research Institute: John Beale and Byungsik Yoon
 December 21, 2018
 SFWD-SFWST-2017-000003 Rev. 1 (M2SF-17OR010201021)
 ORNL/SPR-2017/484 Rev. 1 (ORNL/SPR-2018/801)
- /ESK 01/ Entsorgungskommission (ESK)
 Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme
 entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern
 Empfehlung der Entsorgungskommission
 Revidierte Fassung vom 10.06.2013
 Banz AT 22.01.2014

- /ESK 02/ Entsorgungskommission – ESK
 Verlängerte Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und sonstiger hochradio-
 aktiver Abfälle in Abhängigkeit von der Auswahl des Endlagerstandorts
 Positionspapier vom 23.03.2023
https://www.entsorgungskommission.de/sites/default/files/reports/ESK_Positionspapier_verlaengerte_ZL_40plus_ESK105_23032023.pdf
 zuletzt abgerufen im Juli 2025
- /IRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 Monatsbericht zu Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken (IRS-Bericht)
 März 2010
 IRS-Meldung-Nr.: 8053
 Absturz eines Brennelementes beim Verladen in einen Transportbehälter
 Ereignis am 25.08.2009 im Kernkraftwerk Leningrad-4 (Russland)
- /IRS 02/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 Monatsbericht zu Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken (IRS-Bericht)
 März 2015
 IRS-Meldung-Nr.: 8442
 Defizite in Bezug auf Krane, Hebezeuge und Lastanschlagspunkte bei
 verschiedenen Inspektionen der NRC
 Ereignis am 14.11.2014, generisch für USA
- /IRS 03/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 Monatsbericht zu Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken (IRS-Bericht)
 November 2014
 IRS-Meldung-Nr.: 8419
 Fehlbeladung von Brennelementlagerbecken und Transportbehältern
 ohne Ereignisdatum, generisch für USA
- /IRS 04/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 Monatsbericht zu Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken (IRS-Bericht)
 Februar 2016
 IRS-Meldung-Nr.: 8270
 Verbogene Wasserstäbe und Kontakt mit benachbarten Brennstäben
 Ereignis am 16.10.2012, im Kernkraftwerk Kashiwazaki Kariwa-1, -2, -5 (Japan)
- /IRS 05/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 Monatsbericht zu Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken (IRS-Bericht)
 September 2011
 IRS-Meldung-Nr.: 8176
 Ausfall der Kühlung eines Brennelement-Transportbehälters bei der Vakuumtrock-
 nung, NRC Information Notice 2011/10
 Ereignis am 28./29.08.2010, im Kernkraftwerk Byron-1, -2 (USA)

- /IRS 06/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Monatsbericht zu Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken (IRS-Bericht)
November 2015
IRS-Meldung-Nr.: 8504
Anschlag eines abgebrannten Brennelements bei Transportvorgängen infolge Bremsfederbruchs und Personalfehlhandlung
Ereignis am 03.02.2015, im Kernkraftwerk Kursk-3 (Russland)
- /IRS 07/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Monatsbericht zu Ereignissen in ausländischen Kernkraftwerken (IRS-Bericht)
Februar 2014
IRS-Meldung-Nr.: 8363
Absturz eines Transportbehälters mit abgebrannten Brennelementen
Ereignis am 07.01.2013 im Kernkraftwerk Leningrad-1, -2, -3, -4 (Russland)
- /JGU/ Johannes Gutenberg Universität Mainz
Fachbereich 09: Department Chemie
TRIGA Brennstoff-Moderator-Elemente
<https://www.kernchemie.uni-mainz.de/triga-brennstoff-moderator-elemente/>
zuletzt aufgerufen am 20.08.2025
- /KTA 01/ KTA 3101.3
Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren
Teil 3: Mechanische und thermische Auslegung
Fassung 2022-11
- /LIM/ Korea Atomic Energy Research Institute
JaeHoon Lim, Woo-seok Choi
Preliminary data analysis of surrogate fuel-loaded road transportation tests under normal conditions of transport
Nuclear Engineering and Technology 54 (2022) 4030 - 4048
July 2022
- /Niephaus/ Forschungszentrum Jülich
Betriebsdirektion
Referenzkonzept zur direkten Endlagerung von abgebrannten HTR-Brennelementen in CASTOR THTR/AVR Transport- und Lagerbehältern
Dieter Niephaus
Bericht JÜL-3734, November 1999
- /SCHÄ/ I. Schöffler-Le Pichon, Ph. Geyer, P. Delobelle, P
Modelling the Mechanical Behaviour of Zircaloy-4 Cladding Tubes from Unirradiated State to High Burnup
ANS Int. Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance
Portland 1997

- /SCIP/ Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)
<https://www.studsvik.com/de/key-offerings/fuel-and-materials-technology/international-programs/scip/technical-description-scip-iv-2/>
 Zuletzt aufgerufen am 20.08.2025
- /SiAnf/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke
 vom 22. November 2012, Neufassung vom 3. März 2015 (BAnz AT 30.03.2015 B2),
 die zuletzt mit Bekanntmachung des BMUV
 vom 25. Februar 2022 (BAnz AT 15.03.2022 B3) geändert worden ist
- /SPIZWURZ/ SPIZWURZ: Spannungsinduzierte Wasserstoffumlagerung in Brennstabhüllrohren
 während längerfristiger Zwischenlagerung – Experimente zur Bestimmung der Ei-
 genspannung sowie der Wasserstofflöslichkeit und -diffusion
 Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, (GRS) mbH
 Karlsruher Institut für Technologie, Institut für Nukleare Entsorgung, KIT-INE Karls-
 ruher Institut für Technologie, Institut für Angewandte Materialien, KIT-IAM
- /StrISchG/ Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung
 (Strahlenschutzgesetz - StrISchG)
 Strahlenschutzgesetz vom 27. Juni 2017 (BGBl. I S. 1966), das zuletzt durch Artikel
 4 des Gesetzes vom 23. Oktober 2024 (BGBl. 2024 I Nr. 324) geändert worden ist
- /StrISchV/ Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung
 (Strahlenschutzverordnung - StrISchV)
 Strahlenschutzverordnung vom 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034, 2036; 2021 I
 S. 5261), die zuletzt durch Artikel 10 des Gesetzes vom 23. Oktober 2024 (BGBl.
 2024 I Nr. 324) geändert worden ist
- /TRANS/ P. Van Uffelen, Cs. Györi, A. Schubert, J. van de Laar, Z. Hozer, G. Spykman,
 Extending the application range of a fuel performance code from normal operating to
 design basis accident conditions
 Journal of Nuclear Materials, 383 (2008), p. 137 – 143
- /TÜV 01/ TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG
 Neue Entwicklungen bei der längerfristigen trockenen Zwischenlagerung von abge-
 brannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen
 Beitrag der TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG zum Abschlussbericht der GRS für
 das Vorhaben 3615E03310
 Referenz: Vertrag 3615E03310 – 867661 – UA 3406
 Dezember 2017

- /TÜV 02/ TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG
Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheit der Behandlung bestrahlter Brennelemente, Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle und radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung
Beitrag der TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG zum Abschlussbericht der GRS für das Vorhaben 4720E03366
Referenz: Vertrag 4720E03366 – 855366 – UA 3559
März 2023
- /WLN 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
Weiterleitungsnachrichten zu meldepflichtigen Ereignissen in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland (WLN 2017/04)
„Erhöhte Oxidschichtdicke an Brennstabhüllrohren von Brennelementen“
im Kernkraftwerk Brokdorf (KBR), gemeldet am 17.02.2017
vom 13.04.2017
- /WLN 02/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Weiterleitungsnachricht zu meldepflichtigen Ereignissen in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland (WLN 2016/05)
„Lösen eines Brennstabbündels vom Brennelementkopf“
- Aspekte der Handhabungseinwirkung auf die BE-Tragstruktur -
im Kernkraftwerk KRB-II-C, am 05.11.2015
vom 11.05.2015
- /WLN 03/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland Jahresbericht 2022
<https://www.base.bund.de/shareddocs/downloads/de/berichte/kt-meldepflichtige-ereignisse/JB-kf-2022.pdf>
- /WLN 04/ Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
Meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland Jahresbericht 2023
<https://www.base.bund.de/shareddocs/downloads/de/berichte/kt-meldepflichtige-ereignisse/JB-kf-2023.pdf>

9 Anlagen

9.1 Anlage 1 - Überprüfung der Belastung in den Belastungsphasen von 2017 und 2023

Die Tabelle 9-1 enthält die Belastungen die bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport von Brennelementen von Leichtwasserreaktoren (LWR) im Normalbetrieb abgetragen werden müssen. Diese Tabelle haben wir im Vorprojekt /TÜV 01/ erstellt und 2023 /TÜV 02/ sowie in diesem Projekt nochmals auf seine Aktualität überprüft. Das Ergebnis dieser Überprüfung haben wir in der letzten Spalte mit dem Titel „Stand 2025 gegenüber 2023“ eingetragen.

Tabelle 9-1 Belastungen, die von LWR-Brennelementen bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb abgetragen werden müssen.

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart / Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase	Stand 2025 gegenüber 2023
Handhabung bei der Beladung im KKW	Brennelementstruktur	Mechanisch	Kein expliziter Nachweis für die Zwischenlagerung vorhanden. Wird von der Brennelementauslegung für die Handhabungen zum Reaktorbetrieb abgedeckt.	Keine Änderung
	Brennstäbe	Mechanisch	Kein expliziter Nachweis für die Zwischenlagerung vorhanden. Wird von der Brennstabauslegung für den Reaktorbetrieb abgedeckt.	Keine Änderung
Trocknung der Behälter im KKW	Brennelementstruktur	Mechanisch	Kein expliziter Nachweis für die Zwischenlagerung vorhanden. Wird von der Brennelementauslegung für den Reaktorbetrieb abgedeckt.	Keine Änderung
		Thermisch	Kein expliziter Nachweis für die Zwischenlagerung vorhanden. Wird von der Brennelementauslegung für den Reaktorbetrieb abgedeckt.	Keine Änderung
		Chemisch Korrosion	Für die Trocknung wird kein expliziter Nachweis geführt. Für die Zirkonium-Wasser-Reaktion sind in dem Temperaturbereich die Betrachtungen	Keine Änderung

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart / Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase	Stand 2025 gegenüber 2023
			der Brennelementauslegung für den Reaktorbetrieb abdeckend. Eine Reaktion des Strukturmaterials mit Luftsauerstoff wird aufgrund der Inertgas-Spülungen ausgeschlossen und durch die Handhabungsvorschriften sichergestellt.	
	Brennstäbe	Mechanisch Spannung im Hüllrohr durch inneren Überdruck im Brennstab.	Wird durch die Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens während der Zwischenlagerzeit abgedeckt.	Keine Änderung
		Mechanisch Kriechdehnung durch die vom inneren Überdruck im Brennstab resultierende Spannung	Im Gegensatz zum Reaktorbetrieb ist im Behälter kein äußerer Überdruck vorhanden, was zu einer Kriechdehnung führt, die für die Zwischenlagerung zu begrenzen ist. Der Anteil der Kriechdehnung während der Trocknung wird in der Gesamtbilanz der 40-jährigen Zwischenlagerzeit berücksichtigt und somit durch die Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens während der Zwischenlagerzeit abgedeckt.	Keine Änderung
		Thermisch Maximaltemperatur	Begrenzung der Brennstabtemperatur auf einen Wert, der durch die geführten Dehnungsnachweise abgedeckt ist, hier zurzeit 370 °C, um eine Ausheilung der Strahlungsverödung zu vermeiden. Der Nachweis erfolgt rechnerisch für abdeckende Beladvarianten. Überprüfung der Randbedingungen durch Temperaturmessungen an der Behälteroberfläche während der Abfertigung.	Keine Änderung

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart / Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase	Stand 2025 gegenüber 2023
		Thermisch Wechselnde Temperaturbelastungen	Wird zurzeit nicht explizit betrachtet. Durch die Wechselbelasten kann die Reorientierung von Hydriden im Hüllrohr gefördert werden. Die An- und Abfahrvorgänge des Reaktors erzeugen vergleichbare Temperaturgradienten in den Hüllrohren wie beim Trocknungsvorgang. Somit werden diese durch die Auslegung für den Reaktorbetrieb abgedeckt.	Keine Änderung
		Chemisch Korrosion	Für die Trocknung wird kein expliziter Nachweis geführt. Für die Zirkonium-Wasser-Reaktion sind in dem Temperaturbereich die Betrachtungen der Brennstabauslegung für den Reaktorbetrieb abdeckend. Eine Reaktion des Hüllrohrmaterials mit Luftsauerstoff wird durch Inertgas-Spülungen ausgeschlossen. Dies wird durch entsprechende Handhabungsvorschriften sichergestellt.	Keine Änderung
Rückkühlung des Inventars im KKW	Brennelementstruktur	Thermisch Quenchen	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Der Rückkühlvorgang wird mit einer definierten Füllrate durchgeführt. Die zu erbringenden Nachweise werden im Einzelfall im aufsichtlichen Verfahren festgelegt. Die Handhabung wird durch einen Ablaufplan geregelt.	Keine Änderung
	Brennstäbe	Thermisch Quenchen	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Der Rückkühlvorgang wird mit einer definierten Füllrate durchgeführt. Die zu erbringenden	Keine Änderung

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart / Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase	Stand 2025 gegenüber 2023
			Nachweise werden im Einzelfall im aufsichtlichen Verfahren festgelegt. Die Handhabung wird durch einen Ablaufplan geregelt.	
	Behälter	Chemisch zündfähiges Gemisch	Durch die Metall-Wasser-Reaktion kann schon während der Trocknung bzw. des Restfeuchtenachweises molekularer Wasserstoff entstehen. Ist der Behälter vor der Rückkühlung bereits längere Zeit abgefertigt, ist bei einigen Beladepvarianten mit der Bildung eines zündfähigen Gasgemisches bei Luftzutritt zu rechnen. Letzterer wird durch entsprechende Arbeitsvorschriften zum Öffnen der Behälter durch Spülen mit Inertgas unterbunden.	Keine Änderung
Transport in das Zwischenlager	Brennelementstruktur	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.	Keine Änderung
	Brennstäbe	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.	Keine Änderung
	Behälter	Mechanisch Stöße, Vibration	Dies ist durch die Behälterauslegung und dessen Handhabungsvorschriftenabgedeckt.	Keine Änderung
Lagerung im Zwischenlager	Brennelementstruktur	Mechanisch	Es sind keine Belastungen zu unterstellen, die nicht vom Reaktorbetrieb oder der Handhabung abgedeckt sind. Daher wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.	Keine Änderung
		Thermisch Temperaturen	Es sind keine Belastungen zu unterstellen, die nicht vom Reaktorbetrieb oder der Handhabung abgedeckt sind. Daher wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.	Keine Änderung
		Chemisch	Es sind keine Belastungen zu	Keine

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart / Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase	Stand 2025 gegenüber 2023
		Korrosion	unterstellen, die nicht vom Reaktorbetrieb abgedeckt sind. Daher wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.	Änderung
		Chemisch Wasserstoffversprödung	Die Versprödung erfolgt nach Unterschreiten der von der Wasserstoffkonzentration abhängigen Sprödbruchtemperatur. Schäden sind erst bei einer entsprechenden mechanischen Belastung zu erwarten, die z. B. bei Handhabungen und Transport auftreten kann (siehe Transport). Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.	Keine Änderung
		Chemisch Delayed hydrogen cracking DHC	Eine Rissbildung durch Umorientierung der ausgeschiedenen Metallhydride wird nicht unterstellt, da die entsprechenden Spannungen im Material und die zur Umorientierung erforderlichen Temperaturschwankungen während der Zwischenlagerung nicht erreicht werden. Es ist kein expliziter Nachweis vorhanden.	Keine Änderung
		Chemisch Spannungsrisskorrosion (SpRK)	Für das Auftreten von Spannungsrisskorrosion sind Materialschädigungen, eine entsprechend hohe Spannung und ein korrosionsförderndes Medium (z. B. Halogenide) erforderlich. Ist eine der Bedingungen nicht erfüllt, tritt die Spannungsrisskorrosion nicht auf. Für die Zwischenlagerung wird für die Struktur dieser Effekt nicht unterstellt. Daher wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.	Keine Änderung
		Kristallographisch Veränderung	Durch die Neutronenstrahlung kommt es zu Versetzungen, Fehlstellen und Atomen in Zwischengitterplätzen. Durch	Keine Änderung

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart / Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase	Stand 2025 gegenüber 2023
		der Mikrostruktur des Materials	diesen Vorgang wird die Strahlungsverhärtung verursacht. Durch Ausheilungsprozesse können Versetzungen und Fehlstellen zusammenwachsen, die zu inneren Oberflächen und Schwächungen des Materials führen können. Diese Vorgänge laufen während der Zwischenlagerung sehr langsam ab und werden daher für Zeiträume der jetzigen Zwischenlagerung als nicht relevant angesehen.	
	Brennstäbe	Mechanisch Spannung im Hüllrohr durch inneren Überdruck im Brennstab	Während der Zwischenlagerung ist die Tangentialspannung im Hüllrohr auf zurzeit 120 N/mm ² begrenzt. Der Nachweis erfolgt in den Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens.	Keine Änderung
		Mechanisch Kriechdehnung durch die vom inneren Überdruck im Brennstab resultierende Spannung	Während der Zwischenlagerung ist die Tangentialdehnung des Hüllrohres auf zurzeit 1 % begrenzt. Der Nachweis erfolgt in den Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens.	Keine Änderung
		Mechanisch Ausheilung der Strahlungsverprödung	Die Ausheilung der Strahlungsverprödung während der Zwischenlagerung ist nur für die Hüllrohrmaterialien zu betrachten, in deren Kriechkorrelation die Strahlungsverprödung kreditiert wird. Dieser Effekt wird für die 40-Jährige Zwischenlagerzeit durch die Temperaturbegrenzung auf 370 °C berücksichtigt, unterhalb der nach dem jetzigen Kenntnisstand keine nachteiligen Auswirkungen auf die Kriechrate unterstellt werden müssen.	Keine Änderung

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart / Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase	Stand 2025 gegenüber 2023
			Ein expliziter Nachweis liegt hierzu nicht vor. Die Aussage stützt sich auf Aussagen in der einschlägigen Literatur (z. B. /SCHÄ/).	
		Mechanisch Druckanstieg im Brennstab durch weitere Freisetzung von gasförmigen Spaltprodukten	Eine für den Innendruck der Brennstäbe und damit für die Tangentialspannung im und der Tangentialdehnung des Hüllrohres relevanter Anstieg des auf Normtemperatur berechneten Brennstabinnen-drucks durch fortgesetzte Spaltgasfreisetzung wird zurzeit nicht unterstellt. Daher wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.	Keine Änderung
		Thermisch Temperaturen	Die maximalen Hüllrohrtemperaturen liegen während der Zwischenlagerung unter den spezifizierten Werten. Die Nachweise erfolgen in den thermischen Nachweisen für Behälter und Inventar sowie in den Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens.	Keine Änderung
		Chemisch Korrosion	Durch Begrenzung der Restwassermenge werden Schäden durch Korrosion ausgeschlossen. Dies wird durch die Abfertigungsprozedur und den Restfeuchtenachweis sichergestellt.	Keine Änderung
		Chemisch Wasserstoffversprödung	Die Versprödung erfolgt nach Unterschreiten der von der Wasserstoffkonzentration abhängigen Sprödbruchtemperatur. Schäden sind erst bei einer entsprechenden mechanischen Belastung zu erwarten, die z. B. beim Transport auftreten kann (siehe Transport). Hierzu wurden keine expliziten	Keine Änderung

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart / Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase	Stand 2025 gegenüber 2023
			Nachweise vorgelegt.	
		Chemisch Delayed Hydrogen Cracking DHC	Eine Rissbildung in den Hüllrohren durch Umorientierung der ausgeschiedenen Metallhydride wird nicht unterstellt, da die entsprechenden Spannungen im Material und die erforderlichen Temperaturschwankungen während der Zwischenlagerung (Jahresgang) nicht erreicht werden. Ein detaillierter Nachweis liegt hierzu nicht vor, der alle Randbedingungen berücksichtigt. In der Fachwelt und Literatur wurde zu Beginn der trockenen Zwischenlagerung in Deutschland die Begrenzung der Tangentialspannung auf 120 N/mm² als ausreichend angesehen. Es ist noch weiter zu diskutieren, ob bei verlängerter Zwischenlagerung die Umorientierung durch die größere Anzahl und durch eine größere relative Amplitude der Temperaturschwankungen dieser Effekt zum Tragen kommt.	Keine Änderung
		Chemisch Spannungsrissskorrosion (SpRK)	Für das Auftreten von Spannungsrissskorrosion sind Materialschädigungen, eine entsprechend hohe Spannung und ein korrosionsförderndes Medium (z. B. Halogenide) erforderlich. Ist eine der Bedingungen nicht erfüllt, tritt die Spannungsrissskorrosion nicht auf. Für die Zwischenlagerung wird durch die Begrenzung der Tangentialspannung auf 120 N/mm² in den Hüllrohren dieser Effekt vermieden. Der Nachweis erfolgt in den Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens.	Keine Änderung

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart / Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase	Stand 2025 gegenüber 2023
		Kristallographisch Veränderung der Mikrostruktur des Materials	Durch die Neutronenstrahlung kommt es zu Versetzungen, Fehlstellen und Atomen in Zwischengitterplätzen. Durch diesen Vorgang wird die Strahlungsverhärtung verursacht. Durch Ausheilungsprozesse können Versetzungen und Fehlstellen zusammenwachsen, die zu inneren Oberflächen und Schwächungen des Materials führen können. Diese Vorgänge laufen während der Zwischenlagerung sehr langsam ab und sind daher für Zeiträume der jetzigen Zwischenlagerung nicht relevant.	Keine Änderung
	Behälter	Chemisch zündfähiges Gemisch	Durch die Metall-Wasser-Reaktion kann während der Zwischenlagerzeit molekularer Wasserstoff entstehen. Bei einigen Beladevarianten ist mit der Bildung eines zündfähigen Gasgemisches bei Luftzutritt zu rechnen. Letzteres wird durch entsprechende Arbeitsvorschriften zum Öffnen der Behälter durch Spülen mit Inertgas unterbunden.	Keine Änderung
		Mechanisch Druckanstieg durch Gas aus defekten Brennstäben	Durch den Ausschluss des systematischen Hüllrohrversagens ist ein übermäßiger Druckanstieg nicht zu unterstellen. Betrachtet wurde eine Schadensquote von maximal 1 % der Brennstäbe, bei der unter Lagerbedingungen ein Unterdruck im Behälter bestehen bleibt. Der Nachweis erfolgt im Rahmen der Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens.	Keine Änderung

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart / Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase	Stand 2025 gegenüber 2023
Transport der Behälter für eine Konditionierung bzw. zu einem Endlager	Brennelementstruktur	Mechanisch Stöße, Vibration	Bei Unterschreiten der Sprödbruchtemperaturen kann ein Versagen der Brennelementstruktur nicht ausgeschlossen werden. Bei Erhalt einer ausreichenden Duktilität ist ein systematisches Versagen nicht zu erwarten. Die Auswirkungen des Transportes nach der Zwischenlagerung werden zurzeit international diskutiert. Für die Brennelementstruktur wurden bisher keine expliziten Nachweise geführt.	Keine Änderung
	Brennstäbe	Mechanisch Stöße, Vibration	Bei Unterschreiten der Sprödbruchtemperaturen kann ein Versagen der Brennstäbe nicht ausgeschlossen werden. Bei Erhalt einer ausreichenden Duktilität ist ein systematisches Versagen nicht zu erwarten. Die Auswirkungen des Transportes nach der Zwischenlagerung werden zurzeit international diskutiert. Für die Brennstäbe wurden bisher keine expliziten Nachweise geführt.	Keine Änderung
	Behälter	Mechanisch Stöße, Vibration	Durch die Behälterauslegung und dessen Handhabungsvorschriften abgedeckt.	Keine Änderung

9.2 Anlage 2 - Inventarerweiterungen seit 2017 - Belastungen in den Belastungsphasen

Tabelle 9-2 Belastungen, die von LWR-Brennelementen, Sonder-Brennelementen oder KSBS ergänzend zu den in Anlage 9.1 aufgeführten Belastungen bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb abgetragen werden müssen

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart/ Ursache	Beschreibung bzw. Nachweis für die jeweilige Belastungsphase
Handhabung bei der Beladung im KKW	Brennelementstruktur Brennelemente mit mittleren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Mechanisch	Kein expliziter Nachweis für die Zwischenlagerung vorhanden. Wird von der die Brennstaubauslegung für den Reaktorbetrieb abgedeckt.
	Brennstäbe in Brennelementen mit mittleren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Mechanisch	Kein expliziter Nachweis für die Zwischenlagerung vorhanden. Wird von der die Brennstaubauslegung für den Reaktorbetrieb abgedeckt.
	Sonder-Brennelemente mit MOX- und Uran-BS, Leerpositionen, gekapselten BS	Mechanisch	Kein expliziter Nachweis für die Zwischenlagerung vorhanden. Wird von der die Brennstaubauslegung für den Reaktorbetrieb abgedeckt.
	Köcher für Sonderbrennstäbe (KSBS)	Mechanisch	Im Rahmen der Köcherauslegung geführt.
Trocknung der Behälter im KKW	Brennelementstruktur Brennelemente mit mittleren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Alle Belastungsarten wie für BE mit BE-Abbränden ≤ 65 MWd/kg	Nachweise wie für BE mit BE-Abbränden ≤ 65 MWd/kg
	Brennstäbe in Brennelementen mit mittleren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Alle Belastungsarten wie für BS aus BE mit BE-Abbränden ≤ 65 MWd/kg	Nachweise wie für BS aus BE mit BE-Abbränden ≤ 65 MWd/kg
	Brennstäbe in Sonder-Brennelementen mit MOX- und Uran-BS, Leerpositionen, gekapselten BS	Alle Belastungsarten wie für BS aus BE mit BE-Abbränden ≤ 65 MWd/kg	Nachweise wie für BS aus BE mit BE-Abbränden ≤ 65 MWd/kg
	Brennstäbe Auftreten von bis zu zwei Brennstabdefekten	Bei Verzicht auf eine Rückkühlung sind zusätzlich	Es wurden Nachweise zur maximalen Wassermenge und den Einfluss auf Korrosion und Wärmeabfuhr geführt.

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart/ Ursache	Beschreibung bzw. Nach- weis für die jeweilige Belas- tungsphase
	(Leaker) während Nass- phase der Trocknung	Wassermengen im Behälter zu berücksichtigen Thermisch, Wär- meabfuhr Chemisch, Kor- rosion	Zusätzlich sind Einschränkungen an die Beladung (minimale Wärmeleistung, Trocknungsverfahren und Feuchtigkeitsabsorber) vorgegeben.
	KSBS	Mechanisch Thermisch Chemisch, Kor- rosion	Kein expliziter Nachweis für die Trocknung vorhanden. Im Rahmen der Köcherauslegung geführt.
Rückkühlung des Inventars im KKW	Brennelementstruktur Brennelemente mit mittleren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Thermisch Quenchen	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Der Rückkühlvorgang wird mit einer definierten Füllrate durchgeführt. Die zu erbringenden Nachweise werden im Einzelfall im aufsichtlichen Verfahren festgelegt. Die Handhabung wird durch einen Ablaufplan geregelt.
	Brennstäbe in Brennelementen mit mittleren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Thermisch Quenchen	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Der Rückkühlvorgang wird mit einer definierten Füllrate durchgeführt. Die zu erbringenden Nachweise werden im Einzelfall im aufsichtlichen Verfahren festgelegt. Die Handhabung wird durch einen Ablaufplan geregelt.
	Brennstäbe in Sonder-Brennelementen mit MOX- und Uran-BS, Leerpositionen, gekapselten BS	Thermisch Quenchen	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Der Rückkühlvorgang wird mit einer definierten Füllrate durchgeführt. Die zu erbringenden Nachweise werden im Einzelfall im aufsichtlichen Verfahren festgelegt. Die Handhabung wird durch einen Ablaufplan geregelt.
	Brennstäbe Auftreten von Brennstabdefekten (Leaker) während Nassphase der	Rückkühlung: Thermisch Quenchen	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Der Rückkühlvorgang wird mit einer definierten Füllrate durchgeführt.

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart/ Ursache	Beschreibung bzw. Nach- weis für die jeweilige Belas- tungsphase
	Trocknung		Die zu erbringenden Nach- weise werden im Einzelfall im aufsichtlichen Verfahren fest- gelegt. Jede erneute Trock- nungsphase wird im Deh- nungsnachweis berücksichtigt.
	KSBS	Thermisch Quenchen	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Der Rückkühlvorgang wird mit ei- ner definierten Füllrate durch- geführt. Die zu erbringenden Nach- weise werden im Einzelfall im aufsichtlichen Verfahren fest- gelegt. Die Handhabung wird durch einen Ablaufplan gere- gelt.
Transport in das Zwi- schenlager	Brennelementstruktur Brennelemente mit middle- ren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.
	Brennstäbe in Brennelementen mit mittleren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.
	Brennstäbe in Sonder-Brennelemen- ten mit MOX- und Uran- BS, Leerpositionen, ge- kapselten BS	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.
	Brennstäbe Auftreten von bis zu zwei Brennstabdefekten (Lea- ker) während Nassphase der Trocknung	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Durch das Auftreten der Un- dichtigkeit wirkte mindestens ein Versagensmechanismus Durch die Undichtigkeit ist kein innerer Überdruck im Brenn- stab vorhanden, Belastung ge- ringer
	Köcher für Sonderbrenn- stäbe (KSBS)	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.
Lagerung im Zwischen- lager	Brennelementstruktur Brennelemente mit middle- ren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Alle Belastungs- arten wie für BE mit BE- Abbränden	Nachweise wie für BE mit BE- Abbränden ≤ 65 MWd/kg

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart/ Ursache	Beschreibung bzw. Nach- weis für die jeweilige Belas- tungsphase
		$\leq 65 \text{ MWd/kg}$	
	Brennstäbe	Duktilitätsminde- rung der HR durch lange ra- diale Hydride bei geringen Was- serstoffgehalten	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Gegenstand der Forschung
	Brennstäbe in Brennelementen mit mittleren BE-Abbränden $65 < x \leq 80 \text{ MWd/kg}$	Alle Belastungs- arten wie für BE mit BE- Abbränden $\leq 65 \text{ MWd/kg}$	Nachweise wie für BE mit BE- Abbränden $\leq 65 \text{ MWd/kg}$
	Brennstäbe in Brennelementen mit mittleren BE-Abbränden $65 < x \leq 80 \text{ MWd/kg}$	Duktilitätsminde- rung der HR durch lange ra- diale Hydride bei geringen Was- serstoffgehalten	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Gegenstand der Forschung
	Brennstäbe in Sonder-Brennelemen- ten mit MOX- und Uran- BS, Leerpositionen, ge- kapselten BS	Alle Belastungs- arten wie für BE mit BE- Abbränden $\leq 65 \text{ MWd/kg}$	Nachweise wie für BE mit BE- Abbränden $\leq 65 \text{ MWd/kg}$
	Brennstäbe in Sonder-Brennelemen- ten mit MOX- und Uran- BS, Leerpositionen, ge- kapselten BS	Duktilitätsminde- rung der HR durch lange ra- diale Hydride bei geringen Was- serstoffgehalten	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Gegenstand der Forschung
	Brennstäbe Auftreten von bis zu zwei Brennstabdefekten (Lea- ker) während Nassphase der Trocknung	Alle Belastungs- arten wie für BE mit BE- Abbränden $\leq 65 \text{ MWd/kg}$	Nachweise wie für BE mit BE- Abbränden $\leq 65 \text{ MWd/kg}$ Durch die Undichtigkeit ist kein innerer Überdruck im Brenn- stab vorhanden, Belastung ge- ringer
	Brennstäbe Auftreten von bis zu zwei Brennstabdefekten (Lea- ker) während Nassphase der Trocknung	Duktilitätsminde- rung der HR durch lange ra- diale Hydride bei geringen Was- serstoffgehalten	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Durch die Undichtigkeit ist kein innerer Überdruck im Brenn- stab vorhanden, Belastung ge- ringer
	Köcher für Sonderbrenn- stäbe (KSBS)	Die z.B. im Bert GNS B073/2015 Rev.0 für SWR-	Im Rahmen der Köcherausle- gung geführt.

Belastungsphase	Bauteil	Belastungsart/ Ursache	Beschreibung bzw. Nach- weis für die jeweilige Belas- tungsphase
		KSBS benann- ten Aspekte	
Transport der Behälter für eine Konditionierung bzw. zu einem Endla- ger	Brennelementstruktur Brennelemente mit middle- ren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.
	Brennstäbe in Brennelementen mit mittleren BE-Abbränden $65 < x \leq 80$ MWd/kg	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.
	Brennstäbe in Sonder-Brennelemen- ten mit MOX- und Uran- BS, Leerpositionen, ge- kapselten BS	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.
	Brennstäbe Auftreten von bis zu zwei Brennstabdefekten (Lea- ker) während Nassphase der Trocknung	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Durch das Auftreten der Un- dichtigkeit wirkte mindestens ein Versagensmechanismus Durch die Undichtigkeit ist kein innerer Überdruck im Brenn- stab vorhanden, Belastung ge- ringer
	Köcher für Sonderbrenn- stäbe (KSBS)	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.

**B Anhang B: Bericht der Öko-Institut Consult GmbH zum
Vorhaben 4723E03260**



Weiterentwicklung und Anwendung
eines methodischen Bewertungsan-
satzes zur Analyse der Einflussfak-
toren und der Bedeutung eines
Zwischenlagers für abgebrannte
Brennelemente für eine Region
(Zwischenlager und Region II)

Darmstadt, 25.08.2025

Autorinnen und Autoren

Julia Mareike Neles
Öko-Institut

Dr. Florian Krob
Öko-Institut

Dr. Melanie Mbah
Öko-Institut

Öko-Institut Consult GmbH

info@oeko-consult.de
oeko-consult.de

Geschäftsstelle Freiburg

Postfach 17 71
79017 Freiburg

Hausadresse

Merzhauser Straße 173
79100 Freiburg
Telefon +49 761 45295-0

Büro Berlin

Borkumstraße 2
13189 Berlin
Telefon +49 30 405085-0

Büro Darmstadt

Rheinstraße 95
64295 Darmstadt
Telefon +49 6151 8191-0

Inhaltsverzeichnis

Abbildungsverzeichnis	4
Tabellenverzeichnis	5
Zusammenfassung	6
Summary	6
1 Einleitung	7
2 Stand der Diskussionen mit dem Fokus: Auswirkungen der verlängerten Zwischenlagerung auf eine Region	7
2.1 Veranstaltungen	8
2.2 Literatur	15
3 Ergebnisse des Expert*innen-Workshops	20
4 Spezielle Aspekte der verlängerten Zwischenlagerung	23
4.1 Aspekt Zuschnitt betroffene Region	23
4.2 Aspekt Dauer der Zwischenlagerung	29
4.3 Aspekt Öffentlichkeitsbeteiligung in der Zwischenlagerregion	30
5 Weiterentwicklung eines Bewertungsansatzes für die regionale Bedeutung von Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle	33
5.1 Dimension Wirtschaft und Gesellschaft	34
5.2 Dimension Wahrnehmung von Sicherheit	35
5.3 Dimension prozedurale Ausgestaltung	37
6 Fazit	39
Literaturverzeichnis	40
Anhang I. Dokumentation des Expert*innen-Workshops	43

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 2-1: Auswirkungen der Zwischenlagerung auf verschiedene Bereiche in der Region	18
Abbildung 3-1: Screenshot des Miro-Boards (Ausschnitt)	21
Abbildung 4-1: Akzeptanzmatrix zur Positionierung zum Zwischenlager	28
Abbildung 5-1: Bewertungsansatz und Zusammenwirken der drei Dimensionen Wahrnehmung von Sicherheit, Wirtschaft und Gesellschaft und Ausgestaltung Neugenehmigung	33

Tabellenverzeichnis

Tabelle 2-1: Ausgewertete Veranstaltungen 2023 - 2024	9
Tabelle 2-2: Argumente zur verlängerten Zwischenlagerung – Erkenntnisse der teilnehmenden Beobachtung von Veranstaltungen 2021 – 2024	12
Tabelle 5-1: Dimension Wirtschaft und Gesellschaft	34
Tabelle 5-2: Dimension Wahrnehmung von Sicherheit	36
Tabelle 5-3: Dimension prozedurale Ausgestaltung	38

Zusammenfassung

Basierend auf der Idee, mit einer systematischen und einheitlichen Methode Zwischenlagerregionen zu beschreiben, ihre Belastungen zu analysieren und ihnen Konzepte für die zukünftigen Aufgaben der nuklearen Entsorgung an die Hand zu geben, wurde im Vorgängervorhaben „Zwischenlager und Region“ (Öko-Institut e. V. 2023) ein Bewertungsansatz zur Analyse der Einflussfaktoren und der Bedeutung eines Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente auf die jeweilige Region entwickelt. Mit dem Forschungsvorhaben Zwischenlager und Region II wurde der Bewertungsansatz noch einmal diskutiert und bedarfsweise nachgeschärft. Dafür wurden Veranstaltungen im Zeitraum 2023 bis 2024 analysiert sowie Veröffentlichungen ausgewertet. Das Thema verlängerte Zwischenlagerung ist aufgrund der längeren Dauer des Standortauswahlverfahrens deutlich mehr in den Fokus gerückt und wird kritischer diskutiert. Zusätzlich wurde der Bewertungsansatz im Rahmen eines Expert*innen-Workshops dem Arbeitskreis „Endlagersuche für radioaktiven Abfall in Deutschland - Zur Rolle von Raumplanung und Raumentwicklung“ der Akademie für Raumentwicklung in der Leibniz-Gemeinschaft (ARL) vorgestellt und kritisch hinterfragt. Diese Ergebnisse flossen in die erneute Betrachtung des Bewertungsansatzes mit ein. Im Ergebnis wurde der Bewertungsansatz als abdeckend betrachtet mit einzelnen Ergänzungen und Präzisierungen. Darüber hinaus wurde untersucht, wie der Zuschnitt der betroffenen Region festgelegt werden müsste, welchen Anforderungen die Formate der Öffentlichkeitsbeteiligung genügen sollten und nach welchen Methoden Daten erhoben werden sollten.

Summary

Based on the idea of using a systematic and uniform method to describe storage regions, analyse their burdens, and provide them with concepts for future nuclear waste disposal tasks, the predecessor project “Storage and Region” developed an evaluation approach for analysing the influencing factors and the significance of a storage facility for spent fuel elements on the respective region. The research project “Storage and Region II” revisited the evaluation approach and refined it as necessary. To this end, events in the period from 2023 to 2024 were analysed and publications evaluated. Due to the longer duration of the site selection process, the topic of extended interim storage has become much more prominent and is being discussed more critically. In addition, the assessment approach was presented and critically examined at an expert workshop of the working group “Search for a final repository for radioactive waste in Germany – On the role of spatial planning and spatial development” (own translation) of the Academy for territorial development in the Leibniz Association (ARL). These results were incorporated into the re-examination of the assessment approach. As a result, the assessment approach was considered comprehensive, with individual additions and clarifications. In addition, it was examined how the boundaries of the affected region should be defined, what requirements the formats for public participation should meet, and what methods should be used to collect data.

1 Einleitung

Die Diskussion um die Dauer des Standortauswahlverfahrens, die seit der Veröffentlichung der Zeitpläne der BGE verstärkt geführt wird, haben die Zwischenlager deutlich mehr in den Fokus gerückt. Insbesondere die Standortgemeinden haben diesbezüglich ihre Stimme erhoben und verbinden dies mit konkreten Forderungen nach Kompensationen¹. Um hier zu einer sachlichen Diskussion zu kommen, ist eine realistische Einschätzung der Situation der Zwischenlagerstandortgemeinden und das Ausloten ihrer Einbindung in das Standortauswahlverfahren ein sinnvoller Ansatz.

Der Begriff verlängerte Zwischenlagerung bezeichnet in diesem Bericht die Zwischenlagerung von hochradioaktiven Abfällen und abgebrannten Brennelementen über die genehmigten 40 Jahre hinaus bis zur Verfügbarkeit eines Endlagers. Betrachtet wird die Zwischenlagerung an den derzeitigen Standorten, den nach § 6 AtG (AtG 2020) genehmigten Zwischenlagern. Diese endet nach aktueller Planung mit der Abgabe an ein Eingangslager am Endlagerstandort (BMUV 2025).

Das Vorhaben „Entwicklung eines methodischen Bewertungsansatzes zur Analyse der Einflussfaktoren und der Bedeutung eines Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente für eine Region (Zwischenlager und Region)“, Förderkennzeichen 4720E03366, (Öko-Institut e. V. 2023) befasste sich mit der Frage, welche potenziellen Auswirkungen und welche Chancen und Lasten eine verlängerte Zwischenlagerung mit gleichzeitigem Kernkraftwerksrückbau auf die Region haben können. Entwickelt wurde im Vorhaben ein erster Bewertungsansatz, anhand dem solche Auswirkungen ermittelt werden können.

Ziel des aktuellen Vorhabens ist es, den Bewertungsansatz noch einmal kritisch zu beleuchten und weiterzuentwickeln. In diesem Vorhaben wurden die fortgesetzten Diskussionen um die Zwischenlagerung und ergänzende Literatur ausgewertet hinsichtlich aktueller Themen und Argumente. Außerdem wurde der Bewertungsansatz im Rahmen eines Expertenworkshops zur Diskussion gestellt. Anhand dieser Ergebnisse wurde der Bewertungsansatz weiter geschärft.

Der vorliegende Abschlussbericht umfasst in Kapitel 2 die Auswertung von Veranstaltungen und Literatur und stellt die Argumente der Diskussionen der letzten zwei Jahre zusammen. Kapitel 3 fasst die Durchführung und die Ergebnisse des Expertenworkshops zusammen. Aspekte, die im Zusammenhang mit dem Bewertungsansatz besonders relevant sind, werden in Kapitel 4 vertieft betrachtet. In Kapitel 5 wird die Weiterentwicklung des Bewertungsansatzes vorgestellt. Der Abschlussbericht schließt mit einem Fazit in Kapitel 6.

¹ z.B. hier: <https://www.br.de/nachrichten/bayern/buergermeister-fordern-finanziellen-ausgleich-fuer-atommuelllager,UEo1ZYT> – abgerufen am 07.04.2025

2 Stand der Diskussionen mit dem Fokus: Auswirkungen der verlängerten Zwischenlagerung auf eine Region

Die öffentliche Diskussion um die Zwischenlagerung unterliegt einer ständigen Entwicklung. Einerseits war in den letzten beiden Jahren zu beobachten, dass das Thema verlängerte Zwischenlagerung sowohl bei Fachveranstaltungen als auch in der Literatur stärker adressiert wird. Andererseits bleiben aber auch wesentliche Diskussionslinien beim Thema Zwischenlagerung erhalten.

Deutlich wird, dass auch die öffentliche Diskussion um die verlängerte Zwischenlagerung mit den Diskussionslinien der Endlagersuche in Deutschland in Wechselwirkung steht und beeinflusst wird. Während technische Aspekte – z.B. um die Sicherheit der Zwischenlagerung – wiederkehrende Bestandteile der öffentlichen Diskussion sind, rücken so immer wieder auch verschiedene gesellschaftspolitische Aspekte verstärkt in den Fokus. Insofern werden spezielle Aspekte der Zwischenlagerung – gerade vor dem Hintergrund der verlängerten Zeitdauer – mal mehr und mal weniger relevant, als dass Diskussionslinien komplett neu auftauchen oder gar verschwinden.

Das Ziel dieses Kapitels ist es, den Stand der Diskussion zur längerfristigen Zwischenlagerung – insbesondere als Ergänzung zum Vorgängervorhaben ZL und Region I – abzubilden und die wesentlichen Diskussionslinien zwischen Fachwelt und Öffentlichkeit herauszuarbeiten. In diesem Zusammenhang hat sich das Projektteam insbesondere mit der Frage beschäftigt, inwieweit sich bestimmte Argumente in der öffentlichen Diskussion mit dem Fokus auf die Auswirkungen der verlängerten Zwischenlagerung auf eine Region seit dem Jahr 2022 entwickelt haben.

Im Folgenden geht das Kapitel zunächst auf die Entwicklung der wesentlichen Argumente im Kontext von öffentlichen Veranstaltungen (Kapitel 2.1) zum Thema Auswirkungen auf eine Region durch die verlängerte Zwischenlagerung ein und ergänzt den Arbeitsstand des Vorgängervorhabens ZL und Region I (Tabelle 2-2). Anschließend führt das Projektteam in Kapitel 2.2 aus, welche Aspekte und neuen Erkenntnisse um das Thema verlängerte Zwischenlagerung seit dem ersten Vorhaben eine wichtige Rolle in der Literatur gespielt haben.

2.1 Veranstaltungen

Insgesamt haben seit dem Jahr 2023 eine Vielzahl an Veranstaltungen zu Themen der Entsorgung radioaktiver Abfälle stattgefunden (Betrachtungszeitraum 2023 – 2024) (Tabelle 2-1). Bei nahezu allen Veranstaltungen lag auch ein Schwerpunkt der Diskussion auf dem Thema verlängerte Zwischenlagerung. Die Veranstaltungen unterschieden sich vor allem durch die vorgestellten Themen und das jeweilig adressierte Publikum.

Veranstaltungen, die sich in erster Linie an ein Fachpublikum wandten, waren z.B. die vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (**BASE**) ausgerichtete Tagung SafeND. Sie hat den Fokus auf Endlagerthemen, adressiert aber auch die Zwischenlagerung. Regelmäßig bieten die Gesellschaft für Zwischenlagerung GmbH (**BGZ**) und der **TÜV Nord** Veranstaltungen zum Thema Zwischenlagerung an, die sich an ein Fachpublikum richten.

Die jährlichen Veranstaltungen **Forum Endlagersuche** von 2023 und 2024 richten sich an ein breites Publikum, von offiziellen Akteuren, kommunalen Vertreter*innen, Wissenschaftler*innen und die Bevölkerung. Im Fokus stand die Information der Öffentlichkeit zum Stand der Arbeiten der Bundesgesellschaft für Endlagerung (BGE) im Standortauswahlverfahren. Wohingegen das Thema verlängerte Zwischenlagerung beim 2. Forum Endlagersuche 2023 in Halle (Saale) noch mit einer eigenen Arbeitsgruppe bedacht wurde, bei der das Thema rege diskutiert wurde und auch in einem Antrag an die offiziellen Akteure resultierte, wurde das Thema beim 3. Forum Endlagersuche 2024 in Würzburg vor allem im Zusammenhang mit der langen Dauer des Standortauswahlverfahrens diskutiert.

Das NBG widmete dem Thema verlängerte Zwischenlagerung im Rahmen der virtuellen Veranstaltungsreihe zum Thema „**Endlagersuche dauert länger – was nun?**“ eine eigene Fokusveranstaltung mit dem Ziel der Wissensvermittlung und Diskussion, das von einem breit gemischten Publikum aufgegriffen wurde.

Die **Evangelische Akademie Loccum** veranstaltet jährlich Tagungen zu verschiedenen Themen der Entsorgung radioaktiver Abfälle, die verantwortliche Akteure, Wissenschaft, NGOs und Interessierte zusammenbringt. 2024 war u. a. die Zwischenlagerung ein Thema. Auch NGOs befassen sich mit der Thematik und führen Veranstaltungen für Interessierte durch. Ausgewertet wurde die Veranstaltung des Fachportals **atommüllreport.de**.

Das methodische Vorgehen des Projektteams umfasste auf der einen Seite die persönliche Teilnahme an den Veranstaltungen sowie die damit verbundene Beobachtung der Diskussion (Teilnehmende Beobachtung, Tabelle 2-1). Auf der anderen Seite konnten auch einige Veranstaltungen im Livestream entweder live oder im re-live – als Videoaufzeichnung im Nachgang – verfolgt und die wesentlichen Diskussionslinien analysiert werden. Bei allen Veranstaltungen hat das Projektteam auch die Möglichkeit genutzt, die von Seiten der Veranstaltenden im Nachgang bereit gestellten Dokumente für die Auswertung der wichtigsten Diskussionslinien zu verwenden.

Das Projektteam ist sich hinsichtlich der Auswertung der Veranstaltungen darüber bewusst, dass neben den vorgestellten auch weitere Veranstaltungen stattgefunden haben, bei denen ebenfalls Aspekte der Zwischenlagerung thematisiert wurden. Das Projektteam geht aber auch davon aus, dass die diskutierten Themen im Wesentlichen erfasst wurden, auch weil diese sich trotz unterschiedlicher Adressatenkreise wiederholten.

Tabelle 2-1: Ausgewertete Veranstaltungen 2023 - 2024

Veranstaltende	Jahr	Name der Veranstaltung	Vorgehensweise bei der Auswertung
Atommüllreport	2023	Fachtagung Zwischenlagerung: „Zwischen. Sicher? Ende?“	Auswertung der Dokumentation ²
NBG	2023	„Endlagersuche dauert länger- was nun? Fokus Zwischenlagerung“	Virtuelle Teilnahme; Auswertung der Dokumentation ³
TÜV Nord	2023	10. Symposium Lagerung und Transport radioaktive Stoffe	Teilnehmende Beobachtung; Auswertung der Dokumentation
BASE	2023	SafeND	Teilnehmende Beobachtung; Auswertung der Dokumentation
BGZ	2023	Fachworkshop Zwischenlagerung	Teilnehmende Beobachtung; Auswertung der Dokumentation
BASE	2023	2. Forum Endlagersuche 2023	Virtuelle Teilnahme; Auswertung der Dokumentation ⁴
Evangelische Akademie Loccum	2024	Fachtagung Atommülltage: Orte, Zeiten, Konzepte	Teilnehmende Beobachtung; Auswertung der Dokumentation ⁵
BASE	2024	3. Forum Endlagersuche 2024	Teilnahme & begleitende Beobachtung; Auswertung der Dokumentation ⁶

Auswertung der Dokumentation: Sichtung und Auswertung der Dokumentation, die durch die Veranstalter:innen im Nachgang der Veranstaltungen online bereitgestellt wurde; Virtuelle Teilnahme: Teilnahme per Livestream oder im re-live durch Videoaufzeichnung im Nachgang der Veranstaltung; Teilnahme & begleitende Beobachtung: Persönliche Teilnahme an den Veranstaltungen vor Ort und begleitende Beobachtung.

Quelle: Eigene Darstellung

Die wesentlichen Diskussionslinien, die die öffentliche Diskussion seit dem Jahr 2023 ergänzen, drehen sich im Wesentlichen um die sozio-technischen Aspekte der Zwischenlagerung und wie sich diese vor dem Hintergrund der verlängerten Zeitdauer der notwendigen Zwischenlagerung verhalten. In diesem Zusammenhang stehen weiterhin

- die Entwicklung und Anpassung der Baukonzepte, insbesondere die Verbesserung des Schutzes gegen Terrorangriffe,
- das Alterungsmanagement der Transport- und Lagerbehälter (TLB) inklusive
- der Forderung nach weitergehendem Reparaturkonzept und Notfallplan im Schadensfall

im Fokus der Diskussion.

² <https://www.atommuellreport.de/projekte-termine/detail/handlungskonzept-statt-weiteres-durchwursteln-gefordert.html>

³ https://www.nationales-begleitgremium.de/SharedDocs/Artikel/DE/Veranstaltungen_Workshops/2023/Dossier_Zeitplanung-und_nun_2023.html

⁴ <https://www.endlagersuche-infoplattform.de/webs/Endlagersuche/DE/Beteiligung/Buergerbeteiligung/konzeption/fachforum/fachforum.html>

⁵ <https://www.loccum.de/tagungen/2429/>

⁶ https://www.endlagersuche-infoplattform.de/webs/Endlagersuche/DE/Beteiligung/Buergerbeteiligung/konzeption/fachforum/Module/Dokumente/dokumente_forum-endlagersuche.html

Vor dem Hintergrund der auslaufenden Genehmigungen der Zwischenlager und dem unbestimmten Zeitrahmen der Zwischenlagerung wurden vor allem die prozedurale Gestaltung der Neugenehmigungsverfahren und deren Randbedingungen diskutiert. Zentrale Forderungen sind die Ausgestaltung des Genehmigungsprozesses an sich sowie die Einbeziehung und Beteiligung der Öffentlichkeit am selben. Hier gehen die Forderungen in die Richtung, dass eine Neugestaltung der Zwischenlagerung nach aktuellem Stand der Wissenschaft und Technik unter Einbeziehung des möglichen Zeitrahmens notwendig sei. Gefordert wird eine rechtzeitige Neugenehmigung auf Basis von Nachweisen, die die Alterung aller Komponenten einbeziehen. Zudem müssten Neugenehmigungen immer unter Berücksichtigung der voraussichtlichen Gesamtdauer der Zwischenlagerung erfolgen und dabei verschiedene (zeitliche) Szenarien des Standortauswahlverfahrens berücksichtigen (atw International Journal of Nuclear Power 2025). Dies beinhaltet somit auch die Forderung, die Forschung auf die Nachweisführung bei den zu erteilenden Neugenehmigung auszurichten.

Bei der Diskussion um eine Neugestaltung der Zwischenlagerung bzw. der Erteilung von Neugenehmigungen für die Zwischenlagerung werden Forderungen nach einem einheitlichen und bundesweiten Beteiligungskonzept laut. Zudem wird erwartet, dass ein Neubewertungskonzept der Zwischenlagerung initialisiert und umgesetzt wird. Dies muss transparent erfolgen, da nur mit einem transparenten Verfahren ein Neubewertungsprozess der Zwischenlagerung möglich ist. Neubewertung und Beteiligung müsste den Lasten und der gesellschaftlichen Aufgabe, welche von den Zwischenlagerregionen getragen werden müsse, gerecht werden. Ein wichtiger Bestandteil der Argumentationslinien ist hierbei auch die Zwischenlagerung als Projekt generationenübergreifender Verantwortung. Ein wesentlicher Aspekt dieser Diskussion war die Forderung nach einer Berücksichtigung von Vertreter*innen der Zwischenlagerregionen innerhalb des Standortauswahlverfahrens, welche eine Vernetzung untereinander ermöglicht und den Regionen vor dem Hintergrund der neuen zeitlichen Perspektiven bei der Standortauswahl eine Stimme gibt (BASE 2024a).

Zu einem wesentlichen Bestandteil der öffentlichen Diskussion entwickelte sich auch das Thema „Umgang mit den Zwischenlagerregionen und deren Bevölkerung“. Immer häufiger wird betont, dass man die Lasten durch die Zwischenlagerung und die gesellschaftliche Aufgabe der Regionen anerkennen müsse. In diesem Kontext spielen immer wieder auch finanzielle Aspekte eine größere Rolle. Einerseits wird sich in der Diskussion gewünscht, Wege zu finden, um die Gemeinden finanziell zu entlasten, sofern größere Ausgaben bspw. durch die Anschaffung von Fahrzeugen für den Brandschutz für die Gemeinden anfallen. Andererseits wurden auch Bedenken geäußert, dass die Finanzierung der Entsorgung der radioaktiven Abfälle durch den KENFO für die neuen Zeithorizonte nicht ausreicht⁷ und dadurch ein Kostendruck auf die Zwischenlagerung entsteht. Auch beim 3. Forum Endlagersuche wurde betont, dass die Zwischenlagerung einen wesentlichen Faktor für Kostensteigerungen darstellen könnte (atw International Journal of Nuclear Power 2025).

⁷ Atommüllreport.de (2023) betont, dass der für die Zwischenlagerung vorgesehene Anteil des KENFO schätzungsweise zwischen dem Jahr 2031 und 2048 aufgebraucht sein werde. Bei den Berechnungen sei nicht miteingeflossen, ob an Standorten der Bau von heißen Zellen notwendig sei.

In den Regionen besteht so die Sorge, dass die Kosten der verlängerten Zwischenlagerung im Vergleich zu sonstigen Entsorgungsaufgaben vernachlässigt würden und am Ende die Regionen selbst dafür aufkommen müssten (Atommüllreport.de 2023). Es wurde betont, dass durch die Priorität der Endlagersuche kein Kostendruck zu Lasten der Zwischenlagerung und so ein Zielkonflikt zwischen Kostenminimierung und Sicherheitsanforderungen entstehen dürfe. In diesem Kontext wird mit zunehmender Bedeutung das Thema Kompensation intensiv diskutiert. Hier wurde auf den Sachverhalt verwiesen, dass einzelne Standortkommunen historisch bedingt Ausgleichszahlungen erhalten und diesbezüglich eine Gleichbehandlung gefordert.

Dennoch ist festzuhalten, dass in der öffentlichen Diskussion bisher wenig über die konkreten Lasten diskutiert oder selten die genaue Betroffenheit einer Region durch die verlängerte Zwischenlagerung definiert wird. Insofern sind konkrete Aussagen zu den Auswirkungen der verlängerten Zwischenlagerung auf eine Region nur schwer auszumachen. Oft bleiben die Aussagen nur allgemein und auf einen Standort bezogen.

Außerdem bleibt in der öffentlichen Diskussion unklar und wenig diskutiert, wie die Region zu definieren ist, die durch eine verlängerte Zwischenlagerung ggf. beeinträchtigt ist. Bei der Präsentation der Projektergebnisse aus dem Vorgängervorhaben ZL und Region bei der Fachtagung der **Evangelischen Akademie Loccum** zum Thema Atommülllager: Orte, Zeiten und Konzepte konzentrierte sich die Diskussion dagegen auf den Begriff „Region“ und deren Betroffenheit. In der Diskussion wurde bspw. eine Betroffenheit darin gesehen, dass Regionen in ihrer Entwicklung eingeschränkt würden, weil Flächen für gewerbliche Zwecke nicht nutzbar seien. Ein weiteres Ergebnis der Diskussion spiegelte sich in der Forderung wider, dass die Öffentlichkeit in den ZL-Regionen breiter berücksichtigt und die Zivilgesellschaft gefördert werden müsse, da die „Belastung nicht an der Gemeindegrenze endete“, so ein O-Ton.

Eine wichtiger werdende Diskussionslinie umfasst das Thema Gesamtstrategie Zwischenlagerung und die Berücksichtigung der wechselseitigen Abhängigkeiten der Zwischenlagerung mit dem Standortauswahlverfahren. Wie auch die Veranstaltung des Atommüllreport verdeutlichte, wird vielerorts ein allgemeines „Handlungskonzept statt weiteres Durchwursteln“⁸ gefordert. Die Forderung nach einem verbindlichen Rahmenterminplan für das Standortauswahlverfahren, welcher Planungssicherheit für die Neugenehmigung der Zwischenlagerung ergebe, wird schon länger diskutiert. Den Akteuren in den Zwischenlagerregionen ist außerdem wichtig, schon jetzt einen Platz im Standortauswahlverfahren zu haben, um ihre Interessen besser einbringen zu können. Der verantwortungsvolle Umgang und die Wertschätzung der Zwischenlagerregionen kann so auch der Vertrauensbildung für die zukünftigen Endlagerregionen dienen und das Standortauswahlverfahren positiv beeinflussen.

Im Kontext der wechselseitigen Abhängigkeiten durch die sich hinauszögernde Standortauswahl wurde von einer NGO beim 3. Forum Endlagersuche in Würzburg gefordert, dass die Endlagerung und die Zwischenlagerung nicht „gegenseitig ausgespielt“ werden dürften bzw. die Zwischenlagerung nicht dazu instrumentalisiert werden dürfe, die Endlagersuche erheblich zu beschleunigen. Ansonsten drohe die Gefahr, dass bei einer beschleunigten Endlagersuche die Zwischenlagerung vernachlässigt werde, weil das Thema „ohnehin bald beendet“ sei. Auch in Würzburg stand die Forderung nach einer eigenen „Gesamtstrategie Zwischenlagerung“ als Unterstützung und Wertschätzung der Aufgabe für die ZL-Regionen im Raum. Darüber hinaus „müsse bestmögliche Sicherheit für Endlagerung und Zwischenlagerstandorte gelten“ (atw International Journal of Nuclear Power 2025).

⁸ Siehe hier: <https://www.atommuellreport.de/projekte-termine/detail/handlungskonzept-statt-weiteres-durchwursteln-gefordert.html> - zuletzt abgerufen am 12.08.2025

Tabelle 2-2: Argumente zur verlängerten Zwischenlagerung – Erkenntnisse der teilnehmenden Beobachtung von Veranstaltungen 2021 – 2024

Akteur*innen	Argumente
Baukonzept	
NGO	Neue Zwischenlagerkonzepte diskutieren, z.B. oberflächennahe unterirdische Zwischenlagerung (z. B. in 10 m Tiefe)
Einzelperson / NGO	Sicherheit muss ganz anders diskutiert werden, z.B. neue Gebäude, weniger Anlagen, Verbunkerung des Zwischenlagers
BASE	Sicherheit der Anlage ist Grundsatz und Bestandteil der Genehmigung
NGO	Kritik an unzureichenden Gebäudedecken
BGZ	Die Zwischenlager erfüllen aktuell unabhängig vom Baukonzept die Sicherheitsanforderungen des BASE.
BGZ	Alterungsmanagement Gebäude wurde in die Forschung aufgenommen
Behälter und Transport	
BGZ	Zwischenlagerkonzept geeignet (trockene ZL in TLB gilt auch international als sehr sicher)
Einzelperson / BGZ	Ersatzteilmanagement für Behälter muss sichergestellt werden
BGZ / NGO / Politik	Die Abfälle sollten möglichst wenig transportiert werden.
Politik	Klärung des Umgangs mit nicht transportierbaren Behältern erforderlich
BGZ	Für Behälter liegen Reparaturkonzepte vor. Transporte können mit nur einem Deckel erfolgen.
Wissenschaft / NGO	Erstellung weitergehender Reparaturkonzepte
NGO	Forderung nach Notfallplan für die Reparatur von Behältern und deren Umlagerung
Alterung Inventar	
NGO	Die Alterung muss berücksichtigt werden, eine Neugenehmigung darf kein „Weiter so“ sein
NGO	Umfassendes Forschungsprogramm vorsehen (Problem: Alterung Hüllrohre, Alterung Brennstoff)
BGZ	Alterungsverhalten Inventar wird auf alle denkbaren Szenarien hin erforscht, z.B. Berücksichtigung von Restwasser, Gasproduktion, Umbildungsprozesse im Metall usw.
BGZ	Behälteröffnung wird absehbar nicht möglich sein, deshalb Forschungsprogramm
NGO	Nach 40 Jahren muss eine Behälteröffnung für Untersuchungen möglich sein
Wissenschaft	Forschung soll auf die Nachweisführung bei der Genehmigung ausgerichtet sein
Störfälle / SEWD Schutz	
NGO	Durch den Ukraine-Krieg hat Schutz z.B. der Gebäude viel größere Relevanz (KKW werden als Geiseln genommen)

Akteur*innen	Argumente
NGO	Berücksichtigung neuer Szenarien wie Drohnenangriffe, neue Waffentechnologie
BASE / BGZ	SEWD-Schutz wird gemäß AtG dynamisch angepasst; Maßnahmen sind kein Anzeichen für fehlende Sicherheit, sondern für Weiterentwicklung.
Einzelperson	Verbesserung des Schutzes gegen Terrorangriffe
Zeitraumen Neugenehmigung	
NGO	Dauer bis zur EL überbrücken, mindestens 100 Jahre
NGO	Die erforderliche jahrzehntelange ZL ist problematisch, ein längerer Zeitraum als 40 Jahre ist nicht überblickbar.
BASE	Eine Neugenehmigung für weitere 40 Jahre ist derzeit nicht prognostizierbar.
NBG	Zeitfenster von 40 oder 80 Jahren erfordern ein gutes Zusammenspiel von BGZ und BGE
Einzelperson	Forderung nach Neugestaltung der Zwischenlagerung nach aktuellem Stand der Wissenschaft und Technik für den Zeitrahmen
Ausgestaltung Genehmigungsprozess und Öffentlichkeitsbeteiligung	
NGO	Der unklare Zeitbedarf bis zur Endlagerung ist problematisch, um Anforderungen an die verlängerte Zwischenlagerung zu definieren
BASE	Die Genehmigungsvoraussetzungen sind im AtG und im untergesetzlichen Regelwerk definiert; der Prüfumfang muss einer Neugenehmigung entsprechen.
NBG	Eine Genehmigung erfolgt auf dem jeweils aktuellen Stand von W+T, sollte dann aber 40 Jahre abdecken.
Einzelperson	Ein Genehmigungsverfahren sollte im Konsens mit allen Beteiligten erfolgen; alle Beteiligten sollten Rechte haben.
Politik	Beispiel Genehmigungsverfahren zur Aufnahme von Glaskokillen aus der Wiederaufarbeitung: statt Beteiligung wurden geschwärzte Unterlagen vorgelegt. Eine UVP wurde nicht durchgeführt. Transparenz wie beim Standortauswahlverfahren fehlt.
Einzelperson / BGZ / BASE	Ein Neugenehmigungsverfahren muss eine UVP umfassen.
Einzelperson	Öffentlichkeitsbeteiligung ist nicht die Verzögerung, sondern der Gewinn des Verfahrens
Einzelperson / NGO / Politik	Die Kommunikationsangebote sind nicht ausreichend; Bedenken müssen ernst genommen werden
BGZ	Angebote der BGZ sind Forum Zwischenlagerung, Fragenforum, lokale Veranstaltungen; Formate wie im Standortauswahlverfahren sind nicht vorgesehen.
Einzelperson	Formate der Öffentlichkeitsbeteiligung müssen rechtsverbindlich sein.
NBG	Neugenehmigungen müssen vor Auslaufen der Genehmigungen erteilt werden. Dazu müssen Nachweise erbracht werden.
NBG	Forderung nach bundesweitem Beteiligungskonzept. Öffentliches Interesse ist eingeschlafen. Mit einer Neugestaltung des Beteiligungskonzepts neu anfangen.
Einzelperson / NGO / Politik	Forderung nach zielgruppenspezifischen Beteiligungsangeboten; keine „Bürgermeister-Beteiligung“
Einzelperson	Last der ZL-Region anerkennen
NGO	Transparentes Verfahren für den Neubewertungsprozess der ZL

Akteur*innen	Argumente
Einzelperson	Zwischenlagerstrategie muss verschiedene (zeitliche) Szenarien des StandAV berücksichtigen
Wert einer Genehmigung	
Einzelperson	Die Realität ist, ZL werden auch auf Basis einer Sondererlaubnis statt auf Basis einer Genehmigung betrieben
Einzelperson	Die Genehmigungen können nicht nicht erteilt werden
Kompensationen	
Politik	Forderung nach Kompensationen als Würdigung der Aufgabe
Politik	Kompensation zur Gleichbehandlung aller Standorte
Politik	Kompensation als Ausgleich für fehlende Verfügbarkeit von Flächen für die Gewerbeansiedlung
Politik	Finanzielle Entschädigung wirke als Motivationsschub für den Bund
Region	
Einzelperson	ZL-Regionen sind eingeschränkt in der Entwicklung. Flächen sind nicht nutzbar.
Einzelperson	Die Öffentlichkeit soll breiter berücksichtigt werden – die Region ist zu betrachten.
Politik	Belastung endet nicht an der Gemeindegrenze – Region fördern, Zivilgesellschaft fördern
Gesamtstrategie / Wechselwirkung mit StandAV	
Politik	Forderung nach verbindlichem Terminrahmenplan für das StandAV als vertrauensschaffende Maßnahme
Einzelperson / Öffentlichkeit (Forum)	Eine Stimme den Regionen – Forderung nach der Einbindung der ZL-Regionen im StandAV
Einzelperson / NGO	Forderung nach einer Gesamtstrategie Zwischenlagerung
Einzelperson	Forderung nach allgemeinem Handlungskonzept
Einzelperson / NGO	Die ZL-Regionen dürfen nicht für die Endlagersuche instrumentalisiert werden und die ZL braucht eine eigene Gesamtstrategie
NGO	Forderung nach zentraler Aufsichtsbehörde für alle Zwischenlager
Einzelperson	Wertschätzung der ZL-Regionen dient der Vertrauensbildung für zukünftige EL-Regionen
Einzelperson	Forderung, dass der Bundestag sich des Themas Zwischenlagerung annimmt
NGO	Bestmögliche Sicherheit für Endlagerung <u>und</u> Zwischenlagerstandorte
Kosten	
Einzelperson	Forderung nach Klärung der Finanzierung für die verlängerte Zwischenlagerung, wenn der KENFO nicht ausreicht
Einzelperson	Es darf kein Konflikt zwischen Kostenminimierung und Sicherheitsanforderungen entstehen
Einzelperson	Zwischenlagerung droht Kostendruck durch verlängerte Endlagersuche
Einzelperson	Zwischenlagerung als ein wesentlicher Faktor für Kostensteigerungen

Gelb-Grün hinterlegte Felder zeigen Argumente, welche in der öffentlichen Diskussion seit der Fertigstellung des Vorgängerprojekts ZL und Region I neu / wieder aufgegriffen und verstärkt diskutiert wurden.

Quelle: Eigene Darstellung

2.2 Literatur

Die Literaturanalyse fokussiert thematisch die Auswirkungen der verlängerten Zwischenlagerung auf die Zwischenlagerregionen. Im Folgenden werden die Schwerpunkte hinsichtlich neuer Erkenntnisse um das Thema verlängerte Zwischenlagerung, die seit dem ersten Vorhaben in der Literatur eine wichtige Rolle gespielt haben, als Ergänzung zu den bereits im ersten Projekt ZL und Region I untersuchten, aufgeführt.

Für die Standortregionen ist die Sicherheit der Zwischenlager über die gesamte Lagerdauer das maßgebliche Kriterium: *„An Punkt eins kommt einfach die Sicherheit und dann kommt lange nichts“*, so bringt es ein Interviewpartner auf den Punkt (S. 44, Öko-Institut e. V. 2023). Entsprechend werden Zwischenlagergebäude, Behälter oder Inventarverhalten in den verschiedenen Veranstaltungen diskutiert (siehe Kapitel 2.1). Nachgewiesen wird die sichere Zwischenlagerung im Rahmen der Genehmigungen und überwacht durch regelmäßige Prüfungen z.B. im Rahmen eines Alterungsmanagements oder der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ). Zu berücksichtigen sind auch Betriebserfahrungen und Ergebnisse aus der Forschung.

Verschiedene von der BGZ initiierte Forschungsvorhaben befassen sich mit der Alterung von Behälterkomponenten wie den Metalledichtungen und den Druckschaltern. Hinsichtlich des Inventarverhaltens werden insbesondere die Alterung der Hüllrohre und temperaturgetriebene Prozesse untersucht. Ein weiterer Schwerpunkt befasst sich mit Verfahren, die eine Bewertung des Inventars ohne Behälteröffnung ermöglichen. Ein zusätzliches Forschungsvorhaben hat das Monitoring des Gebäudes über den Nutzungszeitraum zum Thema. Die BGZ hat 2023 ihr Forschungsprogramm fortgeschrieben und dies zum Anlass genommen, über Ergebnisse zu berichten (BGZ 2023).

Die BGZ bewertet Prozesse, die zu einer alterungsbedingten Beeinträchtigung des Behälters führen können, als nicht maßgeblich. Temperaturgetriebene Alterungsmechanismen werden aufgrund der Abnahme der Nachzerfallswärme eine geringere Rolle spielen. Relevante Auswirkungen ionisierender Strahlung sind ebenfalls nicht zu erwarten. Die sichere Aufrechterhaltung der Unterkritikalität wird nicht in Frage gestellt, da ein Verbrauch von Neutronenabsorbern auch über lange Zwischenlagerzeiträume vernachlässigbar bleibt. Korrosionsprozesse an der Behälterinnenseite werden aufgrund der geringen Restwassermengen nicht erwartet, an der Behälteraußenseite werden sie überwacht und ggf. beseitigt.

Forschungsbedarf besteht aus Sicht der BGZ für die Metalledichtungen und die Deckelschrauben hinsichtlich des Nachlassens der Dichtwirkung aufgrund von Relaxationsprozessen. Für das Moderator material werden alterungsbedingte Veränderungen erwartet, die aber gut beschrieben sind. Da bei den Druckschaltern wiederholt Defekte aufgetreten sind, wird hier eine Weiterentwicklung des Bauteils angestrebt.

Im Jahr 2023 veröffentlichte die ESK ihr Positionspapier zum Thema „Verlängerte Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und sonstiger hochradioaktiver Abfälle in Abhängigkeit von der Auswahl des Endlagerstandorts“ (ESK 2023). Die ESK betont, dass die nun absehbare verlängerte Zwischenlagerzeit das Langzeitverhalten von Behältern und Inventaren in den Sicherheitsnachweisen berücksichtigen muss. Entsprechende Anforderungen müssen in einem Regelwerk festgelegt werden. Darin sollten auch Zuständigkeiten und der Umgang mit Ungewissheiten geregelt sein.

Die Abtransportierbarkeit der Behälter nach sehr langer Lagerzeit muss zudem gewährleistet werden. Bewertungsmaßstäbe und Nachweisanforderungen werden sich im Laufe der Jahre ändern. Die Bewertung der sicherheitstechnischen Eigenschaften des Behälters zum Zeitpunkt des

Abtransports kann nur über ein kontinuierlich mitgeführtes Alterungsmanagement erfolgen. Dies ist bereits in Leitlinien der ESK und der BAM implementiert (BAM 2022; ESK 2022).

Darüber hinaus bringt die ESK den Aspekt in die Diskussion, dass alternativ zur Fortsetzung der derzeitigen Zwischenlagerpraxis bis zur Endlagerung z.B. die Errichtung eines Zentrallagers oder von Regionalzwischenlagern in Betracht gezogen werden könnte (ESK 2023). Das Konzept eines zentralen Eingangslagers am Endlagerstandort für die Aufnahme der Behälter aus den Zwischenlagern wurde auch in dem aktualisierten Nationalen Entsorgungsprogramm (Entwurf) der Bundesregierung benannt (BMUV 2025).

Der ESK war es wichtig, die zeitlichen Abhängigkeiten von Zwischen- und Endlagerung in den Blick zu nehmen. Die Standortfestlegung hat dabei nur einen Anteil, zeitrelevant ist auch die Ausgestaltung der Schnittstelle von Zwischen- und Endlagerung, zu der Planung und Bau der Konditionierungsanlage und die Entwicklung und Fertigung eines Endlagerbehälters gehören. Letztendlich kommt auch die ESK zu dem Schluss, dass eine erfolgreiche Neugestaltung der Zwischenlagerung mit der Etablierung einer umfassenden und transparenten Öffentlichkeitsbeteiligung einher gehen muss (ESK 2023).

Die im Jahr 2023 veröffentlichte **Studie des BUND** zum Thema „Aktuelle Probleme und Gefahren bei der Zwischenlagerung für hochradioaktive Abfälle“ verweist auch darauf, dass die erforderliche Zwischenlagerung noch rund 100 Jahre dauern könnte und sich dadurch erhebliche Herausforderungen bei den Sicherheitsanforderungen ergeben würden. Die Studie stellt in Frage, ob die Gebäudekonzepte für eine solche Zeitdauer geeignet sind und wirft auf, dass auch trotz der beschlossenen Nachrüstungen zu „Härtung der Mauern“ nur ein unzureichender Schutz gegen Terrorangriffe und kriegsrische Einwirkungen besteht. Zudem wird ein Notfallplan für die Reparatur von TLB gefordert (Becker 2023).

Becker (2023) weist ebenso auf Wechselwirkungen zwischen Zwischenlagerung und Endlagersuche hin, da eine risikoarme Zwischenlagerung eine Voraussetzung und Grundlage für eine erfolgreiche Endlagersuche darstellt. Ein Teil dieser Grundlage ist ein umfassender Neubewertungsprozess des Zwischenlagerungskonzeptes. In diesem Zusammenhang wird der BGZ eine teils veraltete Vorstellung von Partizipation und Transparenz vorgeworfen und betont, dass noch ein weiter Weg bis zu einer transparenten Öffentlichkeitsbeteiligung bestehe.

Weiterhin aktiv beteiligt ist die **ASKETA**, der Zusammenschluss der Bürgermeister*innen der Zwischenlagerstandortgemeinden. Die ASKETA tagte im Juni 2023 in Philippsburg (ASKETA 22.06.2023), im Juni 2024 in Grafenrheinfeld (ASKETA 19.06.2024) und im Juli 2025 in Geesthacht (Stadt Geesthacht 03.07.2025) zum Thema verlängerte Zwischenlagerung. Die Aussagen von 2024 unterscheiden sich zu denen von 2023 nur marginal. Nachgeschärft wurden die Aussagen zur Beteiligung. In 2025 wurde vor allem das Thema Kompensationen in den Vordergrund gestellt.

Im Wesentlichen fordert die ASKETA weiterhin einen sofortigen Einstieg in die Neugenehmigungsverfahren aller Standorte. Diese sollten laut ASKETA sowohl Umweltverträglichkeitsprüfungen als auch eine transparente Öffentlichkeitsbeteiligung gerade bei den Änderungsgenehmigungsverfahren zum Zwecke der erweiterten Zwischenlagerung der Behälter aus den Wiederaufarbeitungsanlagen aus Sellafield und La Hague an den dafür vorgesehenen Standorten miteinschließen. Die ASKETA spricht sich darüber hinaus deutlich für befristete Neugenehmigungen aus. Zudem befürwortet die ASKETA das Konzept der Schaffung eines zentralen Eingangslagers, sobald ein Endlagerstandort durch den Bundestag festgestellt ist. Bezüglich der Betroffenheit der Zwischenlagerregionen fordert die ASKETA Kompensationen, analog den vertraglichen Regelungen für Ausgleichszahlungen

an den Standorten Ahaus und Gorleben, für alle Zwischenlagerstandorte. Begründet wird dies damit, dass die Zusicherungen zur Abgabe der hochradioaktiven Abfälle an ein Endlager in den genehmigten 40 Jahren nicht eingehalten wurden und ein Ausgleich für die infrastrukturellen, gesellschaftlichen und wirtschaftlichen Lasten erfolgen muss. So würden „wertvolle Gewerbeflächen“ an allen Standorten für lange Zeit nicht zur Verfügung stehen. Die ASKETA verweist außerdem darauf, dass die politische Glaubwürdigkeit von den künftigen Endlagerstandorten danach bewertet wird, wie der Bund heute mit den ZL-Kommunen umgeht.

Als eine vertrauensfördernde Maßnahme gegenüber den betroffenen Regionen fordert die ASKETA daher einen verbindlichen Terminrahmenplan für die weiteren Phasen des Standortauswahlverfahren, um Auswirkungen auf die Zwischenlagerung besser absehen zu können. Darüber hinaus fordert die ASKETA, eine gesetzliche Grundlage zu schaffen, um mit insgesamt zwei Sitzen im NBG vertreten zu sein. Im Zuge dessen soll der Aufgabenkatalog des NBG um die Zuständigkeiten für die Thematik Zwischenlagerung erweitert werden. Zur Beteiligung gehört für die ASKETA auch die jährliche Information über den Fortgang der Planung zur Zwischen- und Endlagerung durch die betreffenden Akteure.

2025 konkretisiert die ASKETA ihre Forderungen hinsichtlich Kompensationszahlungen. Bereits 2024 wird auf die Ausgleichszahlungen an die Kommunen Ahaus und Gorleben verwiesen (ASKETA 19.06.2024). So erhält Ahaus Kompensationen „von rund 1.278.000 Euro jährlich“ (Stadt Geesthacht 03.07.2025). Hinsichtlich der Gewerbeflächen wird bei der Jahrestagung 2025 gefordert: *„Kompensationszahlungen für alle Standortgemeinden kerntechnischer Anlagen, deren Grundstücke durch die Zwischenlager nicht anderweitig genutzt werden können“* (Stadt Geesthacht 03.07.2025). Die zu leistenden Kompensationen werden wie folgt beziffert:

„Konkret fordern die ASKETA-Gemeinden, eine jährlich verstetigte Zahlung an jede Standortkommune eines Zwischenlagers in Höhe von:

- *2.000.000 Euro Sockelbetrag pro Standort und Jahr*
- *zusätzlich 10.000 Euro pro eingelagertem Castor-Behälter und Jahr*
- *dynamische Anpassung dieser Beträge entsprechend dem jährlichen Preisindex“* (Stadt Geesthacht 03.07.2025)

Die ASKETA macht keine Angaben, für was das Geld verwendet werden soll, insbesondere wie der Ausgleich der angesprochenen Lasten in Infrastruktur, Wirtschaft und Gesellschaft erfolgen soll.

Die **BGZ** hat im Jahr 2023 eine Umfrage mit dem Titel „Halt mal kurz... Die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle im Spiegel der Bevölkerung in betroffenen Regionen“ an den Zwischenlagerstandorten beauftragt (aproxima 2023). Insgesamt wurden in allen Regionen über 3.500 Menschen in einem Radius von 25 Kilometern um einen Standort befragt. Die BGZ beschränkte den Untersuchungsradius damit nicht nur auf die Standortgemeinden, sondern schloss alle Gemeinden innerhalb des definierten Radius in die Befragung mit ein.

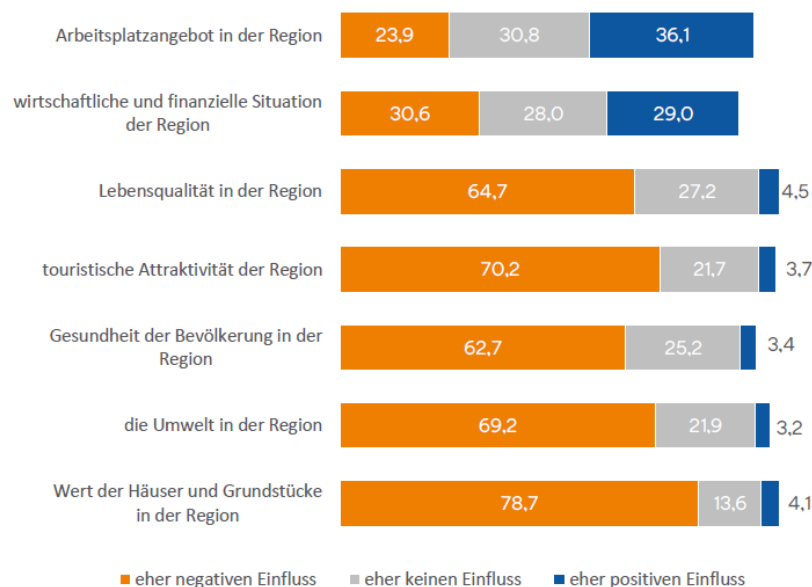
Die Umfrage kommt zu dem Ergebnis, dass die Zwischenlager in der Region bekannt sind, um so mehr dort, wo bisher intensive Diskussionen geführt wurden. Es fehlt an Informiertheit (71,6% sind eher nicht oder gar nicht informiert), so wurde der Anteil an hochradioaktiven Abfällen deutlich unterschätzt. Allerdings hat nur die Hälfte der Befragten Interesse an mehr Informationsangeboten. Untersucht wurden auch Informationswege mit dem Ergebnis, dass klassische Medien am besten bewertet wurden. Die Umfrage zeigt, dass die Mehrheit der Befragten davon ausgeht, dass kein

hohes Risiko vom ZL ausgeht. Seine bloße Existenz wird von der Hälfte der Befragten für die Region als eher schlecht wahrgenommen (Abbildung 2-1). Wohingegen die Befragten laut Studie positive Effekte der ZL auf die Region beim Arbeitsplatzangebot und auf die wirtschaftliche und finanzielle Situation der Region erkennen können, machen die Befragten in den Bereichen Gesundheit der Bevölkerung und Lebensqualität in der Region, touristische Attraktivität der Region sowie Umwelt und Werte der Häuser und Grundstücke in der Region deutlich negative Auswirkungen aus (aproxima 2023).

Sowohl für die Immobilienpreisentwicklung als auch für die touristische Nachfrageentwicklung hat die BGZ bereits vor diesen Befragungen Untersuchungen durchführen lassen und Factsheets dazu veröffentlicht (BGZ 2020a; 2020b). Im Ergebnis lassen sich danach keine Auswirkungen feststellen.

Untersucht wurde die Immobilienpreisentwicklung im Zeitraum 2012 bis 2019 an den 17 Zwischenlagerstandorten der BGZ anhand einer Datenanalyse von Angebotskaufpreisen für privates Wohnungseigentum aus Inseraten im Umkreis von 5 km und 10 km um das jeweilige Zwischenlager (BGZ 2020a). Die Ergebnisse wurden mit den standardisierten Marktbeobachtungen auf Landkreis-, Bundesland- und Bundesebene verglichen. An allen Standorten sind Immobilien in ihrem Wert gestiegen. Sie folgen den jeweiligen Trends im Landkreis, Bundesland und Bund. An manchen Standorten lagen die Immobilienpreise unterhalb der Durchschnittswerte des Landkreises, an manchen deutlich darüber. *„Für keinen der 17 Standorte konnte ein Effekt des Zwischenlagers auf die Immobilienpreisentwicklung festgestellt werden. Vielmehr haben vielfältige andere Faktoren eine größere Rolle in den unterschiedlich strukturierten Umgebungen der Zwischenlager gespielt als das Zwischenlager selbst.“* (S. 6, BGZ 2020a)

Abbildung 2-1: Auswirkungen der Zwischenlagerung auf verschiedene Bereiche in der Region



Quelle: (aproxima 2023)

Die Untersuchung zur touristischen Nachfrageentwicklung nahm die Zwischenlagerstandorte in den Blick, bei denen Tourismus eine relevante Bedeutung hat. Als Indikator wurden die Übernachtungs-

zahlen in gewerblichen Betrieben herangezogen und für die Jahre 2012 bis 2019 ausgewertet. Verglichen wurde mit Nachbargemeinden, dem Landkreis und vergleichbaren Urlaubszielen. Dabei wurde berücksichtigt, dass sich auch andere Faktoren auf Übernachtungszahlen auswirken (z.B. die Anzahl der Betten). Im Ergebnis konnte in der Studie an keinem der Standorte das Zwischenlager als Störfaktor für die touristische Nachfrage ausgemacht werden. In der Tendenz hat sich an allen Standorten der Tourismus positiv entwickelt (BGZ 2020b).

Nach Auffassung der Autor*innen (aproxima 2023) ist die Information der Betroffenen als zentraler Schlüssel anzusehen, um Vertrauen in der Bevölkerung zu schaffen. Die Themen Sicherheit der ZL, Auswirkungen der ZL auf die Region und klare Zeithorizonte, also das Ende der ZL, sind elementar und klar darzustellen. Zwischen 72 und 78% der Befragten würde es laut Umfrage helfen, das ZL zu tolerieren, wenn ein überzeugendes Sicherheitskonzept erkennbar wäre, und sichergestellt würde, dass kein weiterer radioaktiver Abfall hinzukäme sowie die Auswirkungen auf die Region und die Gründe für die Existenz des ZL transparent und verständlich dargelegt würden. Nur ein Drittel der Befragten spricht sich dabei für die Notwendigkeit von Kompensationen aus. Umfrageübergreifend existieren zwischen den einzelnen Zwischenlagerstandorten und Regionen nur punktuell signifikante Unterschiede. Sie treten dort auf, wo auch intensivere kritische Diskussionen stattfinden oder stattfanden.

Im Rahmen des Verbundprojekts **TRANSENS** entstand die Veröffentlichung „Aspekte im Hinblick auf eine Neugenehmigung von Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente nach 40 Jahren Betriebszeit“ (Neles, J., Becker, F., Hassel, T., Leusmann, T., Metz, V., Scharf, I. 2025). Die deutliche Verlängerung der Zwischenlagerung hat danach Einfluss auf die Anforderungen einer Öffentlichkeitsbeteiligung, mit der auch die Würdigung der gesamtgesellschaftlichen Aufgabe der ZL-Regionen zum Ausdruck kommt. Da Wechselwirkungen beispielsweise auch hinsichtlich des Vertrauens in die Prozesse bestehen, ist eine faire Balance zwischen der Zwischenlagerung und dem Standortauswahlverfahren insbesondere im Hinblick auf Transparenz und Beteiligung von Bedeutung. Des Weiteren betont die Veröffentlichung, dass bei der Neugenehmigung der Zwischenlagerung Konsequenzen aus dem Alterungsmanagement berücksichtigt werden müssen, um z.B. einem allmählichen Integritätsverlust von Behältern frühzeitig entgegenzuwirken. Langfristig ist auch die Abnahme der Handhabbarkeit der Behälterinventare zu erwarten, was hohe Relevanz für die spätere Konditionierung hat. Dies macht deutlich, dass nicht nur die Sicherheit der Zwischenlagerung, sondern auch die Sicherheit des nachfolgenden Entsorgungspfads zu bewerten ist. Im Hinblick auf die Zwischenlagergebäude kann die Etablierung des Instruments der adaptiven Lebensdauerprognose hilfreich sein, da damit Alterung nicht nur erfasst, sondern auch interpoliert werden kann. Zu guter Letzt betonen die Autor*innen der Studie die vielfältigen Verzahnungen im Gesamtsystem Entsorgung. Diese betreffen dabei neben den technischen und zeitlichen Aspekten sowie der Öffentlichkeitsbeteiligung auch Fragen der Organisation, des Wissensmanagements und der Finanzierung.

Eine aktuelle Bestandsaufnahme der Entsorgungssituation für die Bundesrepublik Deutschland veröffentlichte die Organisation des **Atommüllreports** im Jahr 2024 (Atommüllreport 2024). In der Hauptsache kritisieren die Autor*innen, dass in Deutschland kein Gesamtkonzept für den Umgang mit dem radioaktiven Müll vorhanden ist. Dies führe dazu, dass das Projekt Entsorgung ins nächste Jahrhundert verschleppt würde und auf die nächsten Generationen übertragen werde. Weiterhin wird bemängelt, dass die Zwischenlager – sowohl Gebäude als auch Behälter – aktuell nicht für die Langzeitzwischenlagerung konzipiert sind.

Vor dem Hintergrund, dass bereits die Zeit drängt und Lösungen gefunden werden müssten, fordern die Autor*innen ein Gesamtkonzept für eine sichere Langzeitzwischenlagerung. Ein Gesamtkonzept müsste demnach internationale Konzepte als vorausgehende Abwägung bei der Erarbeitung einer Langzeitzwischenlagerstrategie einbeziehen. Auf Basis dieser Abwägung könnte ein Langzeitzwischenlagerkonzept erarbeitet werden, welches auf der Erteilung „tatsächlicher Neugenehmigungen“ aufbaut.

Um eine genehmigungslose Lagerung zu vermeiden, müssten die Zwischenlager erheblich angepasst werden (Atommüllreport 2024). Dies beträfe neben einem Reparaturkonzept die Anpassung der Zwischenlagerung wie z.B. der Einrichtung von Inspektionsmöglichkeiten oder der Nachrüstung der Gebäude bezüglich der Klimatisierung. Um diese Aspekte ausreichend zu berücksichtigen, fordert der Atommüllreport ein umfassendes Forschungskonzept. Speziell für die Entwicklung von Verfahren zur Abreicherung des hoch angereicherten Atommülls des THTR, AVR und FRM II sehen die Autor*innen Forschungsbedarf.

Deutlich kritisiert der Atommüllreport auch das aktuelle Beteiligungskonzept. Es gibt weder Verhandlungsspielräume noch entscheidungsrelevante Eingriffsmöglichkeiten für die Betroffenen in den Regionen, dabei „seien die Betroffenen in den Regionen Expert*innen für die Frage, ob eine Anlage mit den Existenzbedürfnissen in ihrem Lebensraum in Einklang zu bringen ist oder nicht“ (Atommüllreport 2024).

3 Ergebnisse des Expert*innen-Workshops

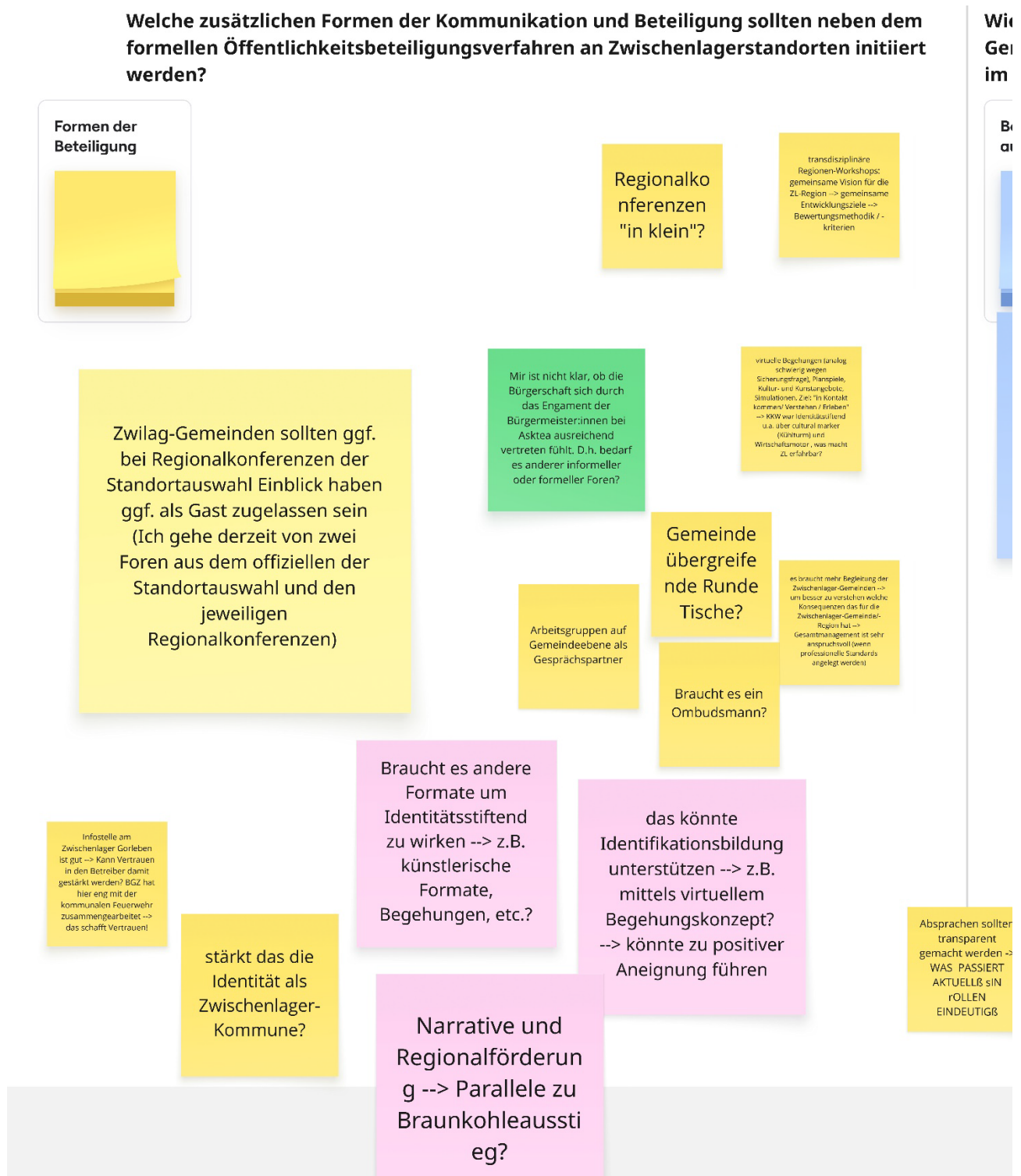
Durchführung

Für die Durchführung eines Expert*innen-Workshops konnte der Arbeitskreis „Endlagersuche für radioaktiven Abfall in Deutschland - Zur Rolle von Raumplanung und Raumentwicklung“ gewonnen werden, der an der Akademie für Raumentwicklung in der Leibniz-Gemeinschaft (ARL)⁹ angesiedelt ist. Dieser Arbeitskreis wurde gezielt für den Workshop angesprochen, da er interdisziplinär mit Expert*innen besetzt ist, die sich dezidiert mit Fragen der Raumplanung und Regionalentwicklung im Kontext radioaktiver Abfälle auseinandersetzen. Der Fokus liegt dabei in aller Regel auf Fragestellungen der Endlagerung. Für das Projektteam war interessant, wie mit diesem Hintergrund der Bewertungsansatz für die Zwischenlagerung von den Expert*innen bewertet wird.

Aus dem Arbeitskreis des ARL nahmen sechs Expert*innen teil und von Seiten des Projektteams weitere drei Personen. Durchgeführt wurde der Workshop am 11.4.2025. In den Workshop eingeführt wurde mit einer Präsentation, die den Bewertungsansatz kurz vorstellte. Der Projektbericht Zwischenlager und Region (Öko-Institut e. V. 2023) lag dem Arbeitskreis ebenfalls vor. Anhand von Leitfragen wurden zunächst unter Verwendung der Software Miro Anmerkungen, Hinweise und Kommentare auf einem Whiteboard gesammelt. Es folgte eine moderierte Diskussion, in der auf die einzelnen Themen eingegangen bzw. diese weiterentwickelt wurden. Die Stichpunkte wurden ebenso auf dem Miro-Board und zusätzlich per Mitschrift gesammelt (Ausschnitt s. Abbildung 3-1). Eine Zusammenfassung durch das Projektteam mit Blitzlichtern aller Beteiligten beendete den Workshop.

⁹ Siehe Webaufttritt des Arbeitskreises <https://www.arl-net.de/de/projekte/ak-endlagersuche-f%C3%BCr-radioaktiven-abfall-deutschland-zur-rolle-von-raumplanung-und> zuletzt abgerufen am 12.08.2025

Abbildung 3-1: Screenshot des Miro-Boards (Ausschnitt)



Quelle: Eigene Darstellung / Miro.com

Die diskutierten Leitfragen waren:

1. Erscheint der Ansatz geeignet, um die Chancen und Lasten einer Region durch eine verlängerte Zwischenlagerung möglichst vollständig abzubilden?

2. Wie sollten Anforderungen der Region im Genehmigungsverfahren adressiert werden?
3. Welche zusätzlichen Formen der Kommunikation und Beteiligung sollten neben dem formellen Öffentlichkeitsbeteiligungsverfahren an Zwischenlagerstandorten initiiert werden?
4. Wie kann die Beteiligung zwischen jetzt schon betroffenen Zwischenlager-Gemeinden und -Regionen und zukünftigen potenziellen Endlager-Standortregionen im Standortauswahlverfahren ausbalanciert werden?

Zusammenfassung der Ergebnisse

In Summe wurde der Bewertungsansatz von den Beteiligten als geeignet angesehen, die Zwischenlagerung und ihre Auswirkungen auf regionale Gemeinschaften zu analysieren und zu bewerten. Die Dimensionen greifen sehr gut ineinander. Darüber hinaus wurde der Bewertungsansatz einerseits als sehr breit angelegt aufgefasst, andererseits wurden aber auch Fehlstellen identifiziert. Nachfolgend werden die wichtigsten Aspekte kurz dargestellt.

Erkenntnis: Umweltwirkungen

Die Dimension Wirtschaft und Gesellschaft müsste auch um die Dimension der Umweltwirkungen ergänzt werden. Der Bewertungsansatz sollte Raum geben für regionale Unterschiede und diese einbinden. Zudem müssten Szenarien betrachtet werden, z.B.: Eingangslager am Endlagerstandort und Konsequenzen für die Räumung der Zwischenlager, Zusammenlegen von ZL-Standorten, Berücksichtigung einer „heißen Zelle“ usw.

Erkenntnis: Institutionelles Handeln

Die sehr langen Verfahrensdauern belasten die Wahrnehmung der Zwischenlagerung generell. Als Beispiele wurden Genehmigungsverfahren zur Nachrüstung und das Neugenehmigungsverfahren des Zwischenlagers Brunsbüttel genannt¹⁰. Die Zusammenarbeit der institutionellen Akteure am jeweiligen ZL-Standort sollte transparent gemacht werden, das jeweilige Handeln muss sichtbar werden. Dies gilt auch im Hinblick auf die Endlagerung.

Zudem sollte eine institutionelle Begleitung der Zwischenlagerregion erfolgen, auch um die Konsequenzen für den jeweiligen Standort nachzuvollziehen und entsprechend zu berücksichtigen. Eine Mitwirkung könnte z.B. im Bereich der Infrastruktur um das Zwischenlager liegen. Ggf. sollte es einen „Wächter“ aus der Zivilgesellschaft geben, um dies einzufordern.

Erkenntnis: Kommunikation in der Region

Das Sprachrohr der jeweiligen Zwischenlagerregion sind aktuell überwiegend die Bürgermeister*innen der Standortkommunen. Es ist offen, inwieweit sich die Region damit gut vertreten sieht. Die Kommunikation innerhalb einer Zwischenlagerregion müsste etabliert werden. Das erfordert entsprechende kommunale Strukturen, z.B. gemeindeübergreifende runde Tische, die die jeweilige Region vollständig abbilden. Regionalspezifische Besonderheiten müssten jeweils berücksichtigt werden.

¹⁰ Die Genehmigung für das Zwischenlager Brunsbüttel wurde 2013 gerichtlich aufgehoben. Ein Neuantrag wurde 2015 gestellt. Die Genehmigung ist bis heute nicht erteilt, siehe dazu <https://www.base.bund.de/de/zwischenlager/aufbewahrung/standorte-zwischenlager/zwischenlager-brunsbuettel/zwischenlager-brunsbuettel-atomrechtliche-situation.html> - zuletzt abgerufen am 12.08.2025

Erkenntnis: Geografischer Raum und Identität

Die Region ist zu definieren, möglicherweise gelingt dies nicht anhand administrativer Grenzen. Zu beachten ist, dass der Zuschnitt der Region unterschiedliche Konsequenzen haben kann. Es könnte der Wirkbereich eines Zwischenlagers bewertet werden. Analysiert werden müsste, wie der im Vergleich zum Wirkbereich eines Endlagers zu bewerten ist.

Mit dem Rückbau der Kernkraftwerke verschwinden identitätsstiftende Merkmale wie z.B. die Kühltürme als „cultural marker“ aber auch die Funktion des KKW als Wirtschaftsmotor in der Kommune / in der Region. Alternativen sollten zur Identifikationsbildung entwickelt werden, z.B. Infostelle, virtuelles Begehungskonzept, Planspiele oder kulturelle Angebote. Das Ziel sollte sein, mit der Region in guten Kontakt zu kommen. Auch Regionalentwicklung anhand von Förderprogrammen kann einen Identifikationsbeitrag leisten.

Erkenntnis: Informationswege und Ausgewogene Beteiligung

Ein Erfahrungsaustausch zwischen den Zwischenlagerregionen sollte etabliert sein. Zudem muss das Wissen über die Zwischenlagerung zugänglich sein. Dies könnte als Informationsplattform gestaltet sein.

Der nach StandAG (StandAG 2017) für den Austausch zwischen Endlager- und Zwischenlagerstandortregionen vorgesehene Rat der Regionen wirft noch viele Fragen auf: Ist das Gremium prinzipiell geeignet, die Interessen der Regionen zu vertreten oder werden nicht eher andere Themen als die Zwischenlagerung verhandelt? Könnte es ein Hierarchiegefälle zwischen Bürgermeister*innen und Landräten als jeweilige Vertretungen geben? Sind Zwischenlagerregionen mit jeweils einer Stimme, Endlagerregionen aber mit mehr Stimmen pro Region vertreten?

Erkenntnis: Entwicklungsversprechen

Im Zusammenhang mit der Neugenehmigung der Zwischenlager könnten Entwicklungspotenziale für die Region ausgelotet werden. Welcher Mehrwert könnte für eine Region generiert werden? Wie könnte ein Entwicklungsversprechen aussehen?

4 Spezielle Aspekte der verlängerten Zwischenlagerung

Aus der Auswertung der Veranstaltungen und der Literatur sowie den Diskussionen des Expert*innen-Workshops wird deutlich, dass einzelne Randbedingungen einen großen Einfluss auf die Situation der Zwischenlagerregion haben und auch den Bewertungsansatz entsprechend prägen. Als die relevantesten Aspekte wurden die räumliche Festlegung der betroffenen Zwischenlagerregion, die Dauer der Zwischenlagerung und die Öffentlichkeitsbeteiligung innerhalb der Region identifiziert. In den nachfolgenden Kapiteln werden sie genauer untersucht. Die Erkenntnisse werden im Bewertungsansatz berücksichtigt.

4.1 Aspekt Zuschnitt betroffene Region

Aus dem Vorhaben Zwischenlager und Region wurde deutlich, dass es kein gemeinsames Verständnis darüber gibt, was die Region um das Zwischenlager bzw. mehr noch um den Nuklearstandort einschl. der Kernkraftwerke im Rückbau ausmacht. Unterschieden wurde eher in die Standortkommune, auch weil sie der Nutznießer war, da ihr die Gewerbesteuererinnahmen zufließen und in die umgebenden Kommunen, die nicht profitierten, aber von den Risiken der Kernenergie

gleichermaßen betroffen gewesen wären. Die Einschätzungen der Interviewpartner*innen waren sehr davon geprägt, ob sie aus dem Umland auf die Standortgemeinde oder von der Standortgemeinde aus in die Region blickten. Betroffenheit wurde unterschiedlich ausdifferenziert, z.B. spielten in den umgebenden Kommunen die Risiken der Kernenergie eine größere Rolle, während in den Standortkommunen konkrete Belastungen (Übernahme Brandschutzaufgaben) und die Frage der Nachnutzung der Flächen der Nuklearanlagen viel wichtiger waren. Im Vorhaben wurde deutlich, dass eine Begrenzung auf die Standortkommune die Betroffenheit nicht ausreichend abbildet.

Die räumliche Größe einer betroffenen Region zu definieren ist komplex und von verschiedenen Faktoren und Prioritätensetzungen abhängig. Zudem sollte die Region administrativ oder statistisch greifbar sein (z.B. Gemeinden, Landkreise, Rasterzellen), um auf verfügbare Datenerhebungen zurückgreifen zu können. Eine einheitliche wissenschaftsbasierte Definition für die Größe bzw. die Methode zur Festlegung einer Region gibt es nicht (Universität St. Gallen 2022). Zur Beschreibung und Abgrenzung von Regionen gibt es verschiedene Konzepte wie z.B. eine Festlegung nach Abgrenzungsprinzipien wie das Ähnlichkeits- bzw. Homogenitätsprinzip oder das Verflochtenheits- bzw. Funktionalprinzip (bpb o. D.; Scharff 1993). Ersteres definiert eine Region anhand gleicher Merkmale wie z.B. geographischer, kultureller oder sprachlicher Gemeinsamkeiten. Zweiteres zielt auf funktionale Beziehungen wie wirtschaftliche Verflechtungen oder Pendlerströme ab. Zusätzlich können Regionen in administrativen oder statistischen Einheiten zusammengefasst werden (Verwaltungsprinzip). Letzterem liegen beispielweise die Vorgaben des Bundesinstitut für Bau-, Stadt- und Raumforschung (BBSR) oder die „Systematik der Gebietseinheiten für die Statistik“ (NUTS)¹¹ zugrunde. Selten umfassen die drei Prinzipien die geografisch gleiche Region (Universität St. Gallen 2022). Im Hinblick auf die Zwischenlagerung ist wahrscheinlich das Funktionalprinzip am geeignetsten und das Verwaltungsprinzip (Festlegung auf Kommunen und Landkreise) am praktikabelsten.

Um die Zwischenlagerregion näher zu fassen, können die Auswirkungen des Zwischenlagers bei verschiedenen Betriebszuständen und Aktivitäten auf eine Region eine Größe sein und/oder die Betrachtung von Umweltwirkungen. Die Reichweite wirtschaftlicher Wechselwirkungen, auf die der Bewertungsansatz Bezug nimmt, kann die Region in anderer Form definieren. Zudem könnte die Reichweite „weicher Faktoren“ insbesondere, wie Lasten wahrgenommen werden, im Sinne der eingeforderten Würdigung der gesamtgesellschaftlichen Aufgabe zugrunde gelegt werden. Nachfolgend werden dazu erste Einschätzungen gegeben.

Räumliche Auswirkungen des Zwischenlagerbetriebs

Mit Abschluss der Einlagerung der abgebrannten Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern (TLB) in die Zwischenlager beschränken sich Betriebsvorgänge auf das Monitoring von Behältern, Gebäuden und sonstiger Infrastruktur sowie der Umweltradioaktivität. Dies erfolgt mindestens mittels verschiedener regulatorisch oder durch die Genehmigung vorgegebener Prüfmethoden und -zyklen und wird aufsichtlich überwacht. Zudem sind Reparaturen möglich, die in den Genehmigungen als abdeckend bewertet wurden. Die Vorgänge finden ausschließlich innerhalb des Anlagengeländes und überwiegend im Zwischenlagergebäude statt. Ableitungen mit Luft oder Wasser erfolgen in aller Regel nicht. Strahlenexpositionen sind lediglich über die Direktstrahlung in unmittelbarer Umgebung des Zwischenlagers zu erwarten. Einzuhalten sind gemäß Strahlenschutzgesetz (StrlSchG 2017) radiologische Grenzwerte am Zaun der Anlage. Planungen zum Umgang mit Betriebsstörungen müssen ebenso vorhanden sein wie Planungen zum Notfallschutz. Die

¹¹ Siehe hier [https://ec.europa.eu/eurostat/statistics-explained/index.php?title=Glossary:Nomenclature_of_territorial_units_for_statistics_\(NUTS\)/de](https://ec.europa.eu/eurostat/statistics-explained/index.php?title=Glossary:Nomenclature_of_territorial_units_for_statistics_(NUTS)/de) - zuletzt abgerufen 12.08.2025

regulatorischen Anforderungen müssen bereits für die Genehmigung nachgewiesen werden und sie werden regelmäßig aufsichtlich geprüft.

In der Folge der Ereignisse in Fukushima wurden alle nuklearen Anlagen hinsichtlich ihres Verhaltens bei auslegungsüberschreitenden Belastungen überprüft, um so genannte cliff-edge-Effekte zu analysieren und zu bewerten. Die Entsorgungskommission bewertete im Rahmen dieses so genannten Stresstests u. a. die Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle auf ihre Robustheit bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen (ESK 2013).

Hinsichtlich der Zwischenlager wurden definierte Lastfälle und Bewertungskriterien herangezogen und ausschließlich radiologische Auswirkungen berücksichtigt. Im Ergebnis konnten die definierten Stresslevel bzw. Schutzgrade nicht immer erreicht werden. Trotzdem garantieren die Behälter, dass als Konsequenz aus den untersuchten auslegungsüberschreitenden Ereignissen keine gravierenden Maßnahmen des Katastrophenschutzes erforderlich sind (ESK 2013). Damit beschränken sich Auswirkungen maximal auf die Anlage selbst, weder die Standortgemeinde noch die umgebende Region sind jeweils betroffen.

Die Zwischenlager werden nach der Inbetriebnahme eines Eingangslagers am Endlagerstandort oder ggf. im Zusammenhang mit anderen Zwischenlagerkonzepten wie z.B. der Schaffung zentraler Zwischenlager stillgelegt. Dazu sind zunächst alle TLB abzutransportieren. Auswirkungen sind hier nicht nur für den Zwischenlagerstandort, sondern auch für die jeweilige Transportstrecke zu berücksichtigen. Bewertet wird dies in den entsprechenden Genehmigungen. Transportstrecken als Teil einer Zwischenlagerregion zu definieren, ist allerdings nicht praktikabel, weil der Endlagerstandort und auch der Transportzeitraum nicht bekannt sind.

Räumliche Auswirkungen auf die Umwelt

Im Rahmen der Genehmigung der Zwischenlager nach § 6 AtG (2020) wird eine Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) gemäß der gesetzlichen Vorgaben (UVPG 1990) durchgeführt. D. h., zum Zeitpunkt der Genehmigung wurden die Umweltwirkungen des jeweiligen Zwischenlagers analysiert und bewertet, ggf. wurden Auflagen erteilt. Die UVP-Berichte werden im Genehmigungsverfahren veröffentlicht und es kann gemäß Durchführung der Umweltverträglichkeitsprüfung dazu Stellung genommen werden (s. dazu auch Kap. 4.3). Alle Stellungnahmen sind im Genehmigungsverfahren zu bewerten und ggf. zu berücksichtigen. Nach erteilter Genehmigung erfolgt keine erneute Umweltbewertung.

Umweltwirkungen ergeben sich aus dem Bau, dem Betrieb und der Stilllegung des jeweiligen Zwischenlagers. Sie sind abhängig von den örtlichen Gegebenheiten und damit standortspezifisch zu bewerten. Dargelegt am Umweltbericht für das Zwischenlager ESTRAL (Froelich & Sporbeck GmbH 2021), werden nachfolgend die relevanten Umweltwirkungen zusammengefasst:

Die größten Umweltwirkungen resultieren aus dem Bau der Zwischenlager. Bedingt durch die Baumaßnahmen sind maßgebliche Umweltwirkungen die Lärmemissionen der Baustelle, z.B. durch Baumaschinen etc., die Scheuch- und Kulissenwirkung beispielsweise auf Vögel ebenfalls durch Bauaktivitäten und die Ableitung von Abwasser aus der Wasserhaltung.

Relevante betriebsbedingte Umweltauswirkungen sind Lichtemissionen und der Anfall konventioneller Abwässer. Da Gebäude und Gelände teilweise auch nachts beleuchtet werden, kann dies zu Beeinträchtigungen führen. Bei den konventionellen Abwässern handelt es sich um

Niederschlagswasser, das im Fall des Zwischenlagers ESTRAL auf Basis einer Genehmigung direkt in den Einlaufkanal abgeführt werden soll.

Dauerhaft bestehen bleibt die Beeinträchtigung der Wirkfaktoren Flächeninanspruchnahme, Beeinflussung des Landschaftsbildes und des Grundwasserkörpers. Durch die Errichtung des Zwischenlagers, Nebengebäude, Zuwegungen usw. werden Flächen dauerhaft versiegelt und die vorhandene Vegetation beseitigt. Dies hat Konsequenzen durch den Wegfall der ökologischen Funktion des Bodens sowie von Vogelbrutplätzen, für die beim Bauvorhaben ESTRAL ein Ausgleich geschaffen wird. Zudem prägt der errichtete Baukörper das Landschaftsbild und erzeugt so eine Kulissenwirkung. Da die Gründung in den Grundwasserkörper reicht, bleibt die Beeinflussung ebenfalls bestehen. Eine Verschlechterung des Grundwasserkörpers erfolgt aber nicht (Froelich & Sporbeck GmbH 2021).

Die Natura-2000 Vorprüfung, die Beeinträchtigungen des nahegelegenen FFH-Gebietes und des Vogelschutzgebietes bewertet, kam zu dem Ergebnis, dass das Zwischenlager ESTRAL zu keiner erheblichen Beeinträchtigung führt (Froelich & Sporbeck GmbH 2021). Eine weitere Prüfung nach Bundesnaturschutzgesetz erfolgt nicht.

Die Umweltwirkungen von Zwischenlagern beschränken sich in der Betriebsphase auf wenige Schutzziele und geringe Beeinträchtigungen. Die Reichweite der Umweltwirkungen der Zwischenlager sind sehr begrenzt und beschränken sich auf maximal wenige hundert Meter um die jeweilige Anlage. Sie bleiben allerdings über einen sehr langen Zeitraum bestehen. Da sich technische Lösungen wie z.B. Beleuchtungsmittel weiter entwickeln, könnte in sinnvollen zeitlichen Abständen geprüft werden, ob Optimierungen hinsichtlich der Umweltwirkungen möglich sind.

Räumliche Auswirkungen der Wirtschaftsbeziehungen

Das Vorhaben Zwischenlager und Region hat deutlich gemacht, dass die wirtschaftliche Bedeutung der Zwischenlager gering ist (Öko-Institut e. V. 2023). Auch als Nachteil z.B. im Tourismus oder bei der Immobilienpreisentwicklung wurden die Zwischenlager nicht identifiziert (BGZ 2020a; 2020b). Dies deckt sich mit Erkenntnissen aus der Schweiz (Öko-Institut e. V. 2023).

Bestimmend für die wirtschaftliche Entwicklung wird vielmehr sein, welche Ansiedelungen auf den angrenzenden Flächen des im Rückbau befindlichen Kernkraftwerks möglich sein werden bzw. bereits parallel zum Rückbau erfolgen. Kann das Zwischenlager ein Hemmnis sein oder ein Kristallisationspunkt für Neuansiedelungen (z.B. aufgrund der bereits vorhandenen Infrastruktur). Mit der Dimension Wirtschaft und Gesellschaft des Bewertungsansatzes soll dies für jeden Zwischenlagerstandort bewertet werden. Je nach Ergebnis kann die Reichweite der Wirtschaftsbeziehungen sehr unterschiedlich ausfallen: je weniger Ansiedelungen bzw. Ansiedelungen mit weniger Wirtschaftskraft, umso weniger Reichweite und umso schlechter steht die Region dar. Dabei spielen neben dem Zwischenlager aber viele andere Faktoren ebenfalls eine Rolle.

Umgekehrt beeinflusst aber auch die Leistungsfähigkeit einer Region die jeweilige Standortgemeinde. Beispielsweise können wirtschaftlich starke Regionen bereits den viel erheblicheren Wegfall des Kernkraftwerkes kompensieren. Eine potenzielle Belastung durch das Zwischenlager (z.B. fehlende Gewerbefläche) fällt dann eher nicht ins Gewicht. Wirtschaftliche Entwicklung erfolgt in der gesamten Region. Erfolgsbedingungen für wirtschaftlichen Erfolg sind neben der Größe eines Wirtschaftsraums auch Faktoren wie industrielle Zusammensetzung, Vernetzung oder Innovation.

Aktivitäten zur Ansiedelung insbesondere von Anlagen der Energiewirtschaft sind bereits an verschiedenen Standorten festzustellen. Am Standort des Kernkraftwerkes Biblis wurde ein

Gaskraftwerk als „besonderes netztechnisches Betriebsmittel“ errichtet, eine Anlage zur Absicherung der Netzstabilität auf Anforderung des Netzbetreibers¹². Die Anlage steht seit März 2023 zur Verfügung. Darüber hinaus wird auch die Ansiedlung von Forschungseinrichtungen zur Kernfusion geplant.¹³

Überdies kommen für ehemalige Kraftwerksstandorte prinzipiell Batteriegroßspeicher in Frage. Eine Studie des Fraunhofer-Instituts ISE (ISE 2022) hält ehemalige Kernkraftwerkstandorte aber auch Standorte ehemaliger fossiler Kraftwerke für besonders geeignet, da hier auf vorhandene Anschlussleistungen an das Stromnetz, akzeptierte Flächen für die Energiewirtschaft, vorhandene hochwertige Infrastruktur und Fachpersonal in der Region zurück gegriffen werden kann. In (ISE 2022) wird erläutert, dass an den KKW-Standorten bereits rd. ein Viertel der benötigten Anschlussleistung und rd. die Hälfte der benötigten Fläche zur Verfügung stehen¹⁴. Verschiedene Energieversorger haben diesbezüglich Prüfungen angekündigt, z.B. Preussen Elektra und E.on für den KKW-Standort Brokdorf¹⁵ bzw. bereits Batteriegroßspeicher errichtet wie z.B. RWE am Standort Lingen¹⁶. Am Standort in Lingen hat RWE auch verschiedene Pilot-Anlagen für die Wasserstoffwirtschaft in Betrieb. Danach ist im Einzelfall die Bedeutung dieser Entwicklung für die jeweilige Region zu bewerten.

Räumliche Auswirkungen der Lasten einer gesamtgesellschaftlichen Aufgabe

Auf die Lasten der Zwischenlagerung verweist insbesondere der Zusammenschluss der Bürgermeister*innen der Zwischenlagerstandortgemeinden ASKETA (siehe Kapitel 2.2). Sie sieht Kompensationsbedarf für erhebliche infrastrukturelle, gesellschaftliche und wirtschaftliche Lasten, ohne diese detailliert zu erläutern (Stadt Geesthacht 03.07.2025). Auch bei den ausgewerteten Veranstaltungen wird in aller Regel nicht konkret diskutiert, worin die Lasten bestehen bzw. was konkret als Last wahrgenommen wird. Lediglich die Übernahme von Brandschutzaufgaben für die Zwischenlagerung und die durch die Zwischenlager blockierten Flächen und damit fehlende Gewerbesteuer-einnahmen werden wiederholt genannt und können als Lasten identifiziert werden. Jedoch müssen auch andere Kommunen ihren Brandschutz auf das vorhandene Gewerbe abstimmen und für den Erstangriff bei Anlagen mit Gefahrenpotenzial vorbereitet sein. Auch kann keine Kommune davon ausgehen, dass alle ihre Gewerbeflächen ausschließlich von wirtschaftlich erfolgreichen Betrieben belegt werden. Daher sind beides keine Belastungen, die als unzumutbar zu bewerten sind.

Aus dem Vorhaben Zwischenlager und Region (Öko-Institut e. V. 2023) konnte nicht abgeleitet werden, dass hinsichtlich der Zwischenlager aktuell in der Bevölkerung große Ängste oder Sorgen bestehen würden. Im Hinblick auf die Neugenehmigung und die lange Zwischenlagerdauer wird aber eine sorgfältige Bewertung der Sicherheitsaspekte erwartet. Da in der jeweiligen Region mit dem Zwischenlager auch jeweils der Nutzen aus dem Betrieb der Kernkraftwerke verbunden wurde, bestand auch nicht der Eindruck einer unfairen Lastenverteilung und die Akzeptanz für einen längeren

¹² Siehe <https://www.rwe.com/der-konzern/laender-und-standorte/gasturbinenkraftwerk-biblis/> abgerufen am 24.01.2025

¹³ Siehe <https://hessen.de/presse/grundstein-fuer-laserbasierte-kernfusion-in-hessen-gelegt>, abgerufen am 21.08.2025

¹⁴ Siehe dazu <https://www.ise.fraunhofer.de/de/presse-und-medien/presseinformationen/2022/fraunhofer-ise-kurzstudie-batteriegroßspeicher-an-ehemaligen-kraftwerksstandorten-sinnvoll.html> abgerufen am 24.01.2025

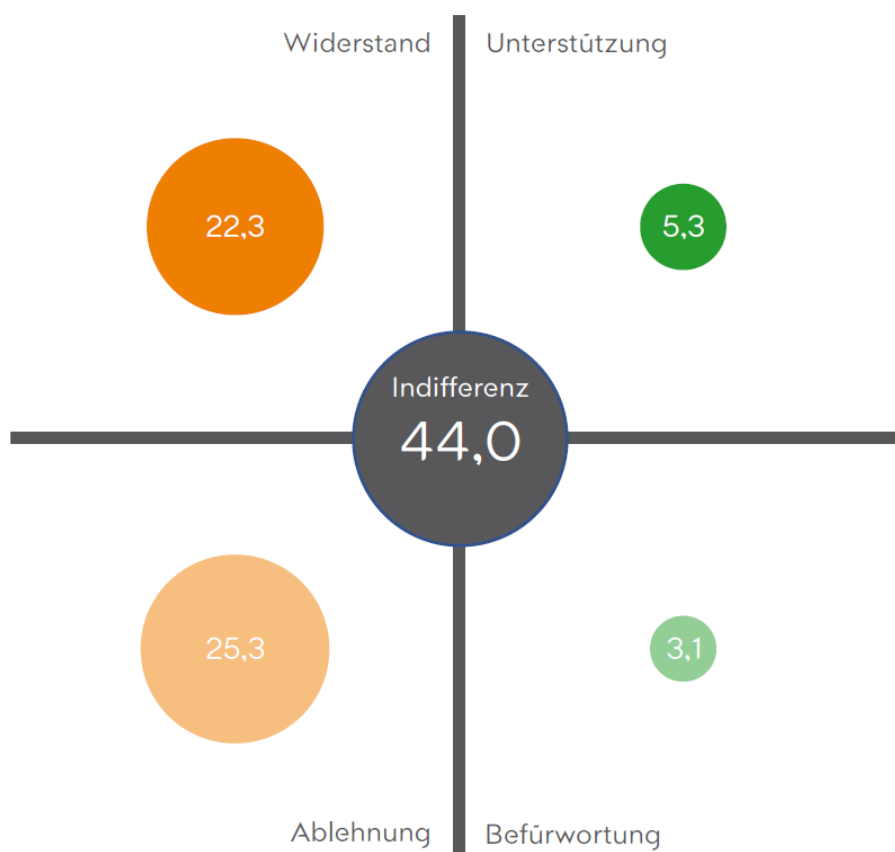
¹⁵ Siehe dazu <https://www.preussenelektra.de/de/newsroom/pressemitteilungen/pressemitteilungen-2023/brokdorf-batteriespeicher.html> abgerufen am 24.01.2025

¹⁶ Siehe dazu u. a. die animierte Grafik unter <https://www.rwe.com/der-konzern/laender-und-standorte/lingen/> zuletzt abgerufen am 24.01.2025

Betrieb der Zwischenlager wurde als eher gegeben eingeschätzt. Insgesamt identifizieren sich die Standortgemeinden mit ihren Nuklearanlagen und deren Merkmalen, so die Einschätzungen nach (Öko-Institut e. V. 2023).

Die repräsentative Umfrage der BGZ in den Zwischenlagerregionen untersuchte u. a. die jeweilige Akzeptanz der Zwischenlager (siehe dazu auch Kapitel 2.2). In Summe über alle Regionen wurden über 3.500 Menschen telefonisch oder online in einem Radius von 25 Kilometern um einen Standort befragt. Danach schätzte mehr als ein Drittel der Befragten das Zwischenlager als ziemlich hohes bis sehr hohes Risiko ein. Fast die Hälfte der Befragten bewertet die Zwischenlagerung aber als notwendig. Die Auswirkungen auf die Region bewerten 47,6% als eher negativ, 42,6% als neutral und 8,4% als eher positiv. Die Ergebnisse wurden mittels einer Akzeptanzmatrix ausgewertet, die in der Abbildung 4-1 wieder gegeben ist. Gemäß Interpretation (aproxima 2023) steht der überwiegende Teil der Befragten dem Zwischenlager indifferent gegenüber. Die nächstgrößere Gruppe lehnt das Zwischenlager ab und eine weitere Gruppe widersetzt sich mittels Gesprächen und Protest. Als Hauptfaktor für eine ablehnende Haltung wurde dabei die Risikowahrnehmung ausgemacht. Die Umfrage identifizierte allerdings mehr oder weniger deutliche Unterschiede an den jeweiligen Zwischenlagerstandorten.

Abbildung 4-1: Akzeptanzmatrix zur Positionierung zum Zwischenlager



Quelle: (aproxima 2023)

Im Ergebnis steht die Mehrheit der befragten Bevölkerung dem Zwischenlager neutral bis positiv gegenüber. Der Anteil, der das Zwischenlager eher ablehnt, ist aber mit 47,6% durchaus erheblich. Dem Zwischenlager ist entsprechend durchaus eine gesellschaftliche Last zuzuordnen.

Nicht ableitbar ist, wie groß die Reichweite der gesellschaftlichen Lasten ist. Zudem müssten auch weitere Lasten systematisch erfasst werden. Sinnvoll wäre, partizipative Prozesse in die Wege zu leiten, die einerseits der Analyse der konkreten Lasten dienen und andererseits Lösungsansätze entwickeln helfen, um beispielsweise eine bessere Identifikation der Bevölkerung mit ihrer Region zu erreichen. Denkbar sind Methoden aus der Regionalentwicklung oder Social Impact Analysen.

Den Lasten einer Region ausschließlich mit finanziellen Mitteln zu begegnen, wird eher als wenig konstruktiv bewertet. Im Vorhaben Zwischenlager und Region (Öko-Institut e. V. 2023) wurden Kompensationen dann für sinnvoll gehalten, wenn damit konkrete finanzielle Aufgaben wie im Zusammenhang mit dem Brandschutz abgedeckt werden sollen. Auch im Zusammenhang mit einer regionalen Strukturförderung könnten Kompensationen nutzbringend und akzeptabel sein. Damit wurden nicht ausschließlich finanzielle Mittel, sondern vor allem politischen Rahmensetzungen gemeint. Kompensationen als reinen Geldfluss in die Kommune oder Region wurde eher kritisch gesehen. Dies deckt sich mit den Einschätzungen aus (Drögemüller 2018) im Hinblick auf die Endlagerung radioaktiver Abfälle. Finanzielle Kompensationen werden eher negativ bewertet und als Bestechung interpretiert. Infrastrukturförderungen im Rahmen von Regionalentwicklung haben dagegen hohe Relevanz, um evtl. Wert- und Ertragsverluste in der Region auszugleichen (Drögemüller 2018). Auch die Umfrage der BGZ hat ergeben, dass der finanzielle Profit einer Region eher nicht dazu beitragen würde, ein Zwischenlager zu tolerieren (S. 58, aproxima 2023).

Fazit betroffene Region

Konkrete räumliche Auswirkungen des Zwischenlagebetriebs z.B. durch Direktstrahlung oder Umweltwirkungen sind so kleinräumig, dass noch nicht mal die Zwischenlagerstandortkommune selbst daraus Belastungen ableiten kann. Anders zu bewerten sind wirtschaftliche Verflechtungen oder die von der Bevölkerung wahrgenommenen Belastungen. Diese wirken sich in einem größeren Umkreis aus und beschränken sich nicht auf die Zwischenlagergemeinden. Wie groß die Region jeweils anzusetzen ist, sollte anhand der jeweiligen lokalen Bedingungen für jeden Standort festgelegt werden.

4.2 Aspekt Dauer der Zwischenlagerung

Da die Dauer der Zwischenlagerung von der Dauer und dem Erfolg des Standortauswahlverfahrens, der Genehmigung, Errichtung und Inbetriebnahme abhängt, ist eine wesentliche Forderung aus den Zwischenlagerregionen, einen Rahmenterminplan für die Endlagerung zu entwickeln und zu verfolgen. Einen Rahmenterminplan hat die BGE für den Zeitraum bis Ende 2027 vorgelegt (BGE 2023; 2024). Bis dahin soll Phase I abgeschlossen sein.¹⁷ Darüber hinausgehend ist eindeutig, dass der im StandAG genannte Termin, bis 2031 einen Endlagerstandort ausgewählt zu haben, nicht gehalten werden kann. Die Dauer des Standortauswahlverfahrens wird bereits seit einigen Jahren diskutiert.¹⁸ Aktuell hat die verantwortliche Bundesgesellschaft für Endlagerung (BGE) Vorschläge zu

¹⁷ Zum zeitlichen Fortschritt siehe auch: <https://www.bge.de/de/endlagersuche/unterlagen/meilensteine/> - zuletzt abgerufen am 12.08.2025

¹⁸ Beispielhaft sei auf die Veranstaltungsreihe des NBG verwiesen „Endlagersuche dauert länger – was nun?“, https://www.nationales-begleitgremium.de/SharedDocs/Bildergalerien/DE/Bildergalerien/Veranstaltungen/BG_NBG-Veranstaltung_14_10_2023.html - zuletzt abgerufen 12.08.2025

Beschleunigungspotenzialen für Phase II und III unterbreitet (BGE 2025). Ob und wie eine entsprechende Umsetzung im StandAG erfolgen soll, ist noch völlig offen.

Neben der erforderlichen Gesamtdauer der Zwischenlagerung steht außerdem die Frage im Raum, welchen Zeitraum die Neugenehmigungen jeweils umfassen sollen. Nach Darstellung des BASE¹⁹ hat der Antragsteller diesen Zeitraum festzulegen. Wie in (Neles, J., Becker, F., Hassel, T., Leusmann, T., Metz, V., Scharf, I. 2025) dargestellt, sind mit der Frage nach dem ob und der Dauer einer Befristung aber auch Fragen des Genehmigungsregimes und damit auch der Öffentlichkeitsbeteiligung verbunden (siehe auch Kapitel 4.3): Wenn eine Genehmigung den Zwischenlagerzeitraum möglichst vollständig abdecken soll, sind die sicherheitstechnischen Nachweise für diesen sicherlich sehr langen Zeitraum zu führen. Ein weiteres Genehmigungsverfahren mit der damit verbundenen Öffentlichkeitsbeteiligung würde dann kein weiteres Mal stattfinden. Ein Einbinden der Öffentlichkeit müsste auf anderem Weg erfolgen. Umfasst die Genehmigungsdauer dagegen nur kurze Zeiträume, könnten jeweils vollumfängliche Genehmigungsverfahren einschließlich Öffentlichkeitsbeteiligung wiederholt werden. In diesem Fall müsste sichergestellt werden, dass im jeweiligen Genehmigungsverfahren dennoch der gesamte Zwischenlagerzeitraum betrachtet werden würde (Neles, J., Becker, F., Hassel, T., Leusmann, T., Metz, V., Scharf, I. 2025).

Neben dem verfügbaren Endlager sind aber auch mögliche Grenzen der Zwischenlagerung zu analysieren. Das Alterungsverhalten von Behältern und seinen Komponenten, von den Abfall-Inventaren und von den Gebäuden stellen Randbedingungen dar, die zumindest die zukünftige Handhabung erschweren können. Alterungsbedingte Schäden dürfen nicht zu Lasten der Sicherheit der Zwischenlagerung, des Abtransports oder der Konditionierung und Einlagerung gehen. Weitere die Zwischenlagerung begrenzende Aspekte sind der Know-How-Erhalt, Fragen der Obsoleszenz und der verfügbaren Ressourcen sowie mit zunehmender Dauer auch die der gesellschaftlichen Stabilität.

Ein abschließendes Bild, wie lange beispielsweise ein Transport- und Lagerbehälter sicher transportiert werden kann, gibt es noch nicht. Die technischen Aspekte sind Bestandteil der Forschung, die von den Zwischenlagerakteuren BASE, BGZ, EWN und BAM²⁰ in verschiedenen Vorhaben vorangetrieben wird (BGZ 2023; BASE 2025).

Konkrete Vorschläge, die die Genehmigungsdauer der Neugenehmigung betreffen, gibt es noch nicht. Gleiches gilt für zu berücksichtigende Randbedingungen oder Überlegungen hinsichtlich einer Gesamtstrategie, wie Zwischenlagerung über die voraussichtliche Dauer von ca. 100 Jahren sicher zu gestalten ist. Ein transparenter Diskurs wird zu diesen Themen nicht geführt. Für die Zwischenlagerregionen müssen diese Fragestellungen baldmöglichst geklärt werden, damit sie eine Zukunftsperspektive entwickeln können.

4.3 Aspekt Öffentlichkeitsbeteiligung in der Zwischenlagerregion

Formate der Öffentlichkeitsbeteiligung in der Zwischenlagerregion sind aufgrund der anstehenden Aufgaben erforderlich. Sie betreffen einerseits aktuelle oder zukünftige Genehmigungen von Zwischenlagern und andererseits die Einbindung in das Standortauswahlverfahren über das gemäß § 11 StandAG 2017 vorgesehene Format „Fachkonferenz Rat der Regionen“. Die Formate der

¹⁹ Informationen zum Genehmigungsverfahren siehe hier: <https://www.base.bund.de/de/zwischenlager/aufbewahrung/genehmigung/genehmigung-zwischenlager.html?nn=334332#a452584> – zuletzt abgerufen am 12.08.2025

²⁰ Siehe hier: https://www.bam.de/Content/DE/Pressemitteilungen/2023/Energie/2023-06-09-bam-base-forschungskooperation-sichere-entsorgung-radioaktiver-abfall.html?utm_source=chatgpt.com, zuletzt abgerufen 12.08.2025

formalen Öffentlichkeitsbeteiligung sollen gemäß der vom BASE im Beteiligungskonzept identifizierten Handlungsfelder für Beteiligung (BASE 2024b) mit informellen Formaten unterstützt werden.

Das Genehmigungsverfahren für die Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle erfolgt nach § 6 AtG. Im Hinblick auf die formale Öffentlichkeitsbeteiligung sind zwei unabhängige Verfahren zu beachten:

- Die Öffentlichkeitsbeteiligung im Rahmen des Genehmigungsverfahrens nach § 6 AtG erfolgt verpflichtend im Rahmen der Umweltverträglichkeitsprüfung u. a. gemäß den Vorgaben des Gesetzes zur Umweltverträglichkeitsprüfung (UVPG 1990) und der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVfV 2018). Durchgeführt wird sie durch die Genehmigungsbehörde BASE.
- Gemäß § 25 Verwaltungsverfahrensgesetz (VwVfG 1976) kann eine sogenannte frühe Öffentlichkeitsbeteiligung vor der Antragstellung und dem Genehmigungsverfahren durchgeführt werden. Dies ist nicht verpflichtend. Hier ist der Antragsteller für die Durchführung verantwortlich.

Beispiel für eine frühe Öffentlichkeitsbeteiligung ist der Neubau des Zwischenlagers ESTRAL als Ersatz für Halle 8 des Zwischenlagers Nord, die nicht adäquat nachgerüstet werden kann (EWN 2019). Durchgeführt wurde die frühe Öffentlichkeitsbeteiligung durch den Antragsteller Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH (EWN). Für das Zwischenlager ESTRAL wurde der Genehmigungszeitraum von 40 Jahren ab Behälterverschluss beibehalten. Der Genehmigungsantrag für den Neubau wurde im Mai 2019 gestellt. Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens wurde im November 2022 der Erörterungstermin als Teil der Öffentlichkeitsbeteiligung durchgeführt.

In einer Pressemeldung vom Januar 2025 hat die BGZ angekündigt, den Genehmigungsantrag einschließlich der Umweltverträglichkeitsprüfung für das Zwischenlager Gorleben im Jahr 2026 zu starten (BGZ 29.01.2025). Vorbereitende Untersuchungen für die UVP werden bereits durchgeführt. 2034 endet die Betriebsgenehmigung für das Zwischenlager nach 40jähriger Betriebszeit. Der Genehmigungsantrag muss sechs Jahre vorher gestellt werden²¹.

Für die Fachkonferenz Rat der Regionen im Standortauswahlverfahren sieht das BASE einen Bedarf für Angebote zur Information und Beteiligung auch in den Gemeinden mit Zwischenlagerstandorten, die ergänzend etabliert werden sollen (BASE 2024b). Diese informellen Beteiligungsformate dienen dazu, bedarfsorientierte Informations- und Dialogangebote anzubieten, Beteiligung vorzubereiten, Wissen aufzubauen und zivilgesellschaftliches Engagement zu fördern. Das BASE benennt zur Vorbereitung für die Standortregionen und die Fachkonferenz Rat der Regionen folgende Planungen (BASE 2024b):

- die regelmäßige Information der kommunalen Gebietskörperschaften (Ablauf, Stand, Themen, Beteiligungsmöglichkeiten),
- das Intensivieren von Informationsangeboten für Bürger*innen,
- das Schaffen von Kontaktangeboten und Dialogmöglichkeiten und
- den Aufbau von langfristigen Strukturen und Netzwerken.

Die zeitliche Konzeption des BASE hinsichtlich der eindeutig auf Zwischenlagerung zu beziehenden Formate sieht für den Zeitraum 2024 bis 2027 das Format „Legen der Grundlagen für den Rat der Regionen“ und das Format „Zwischenlager-Dialog“ vor. Mit der Grundlagenphase soll ein

²¹ Siehe dazu https://www.base.bund.de/de/zwischenlager/aufbewahrung/verlaengerte-zwischenlagerung/verlaengerte-zwischenlagerung_inhalt.html - zuletzt abgerufen 20.08.2025

einheitlicher Rahmen gesteckt und ein Handbuch zur Orientierung erstellt werden, um eine zügige Arbeitsfähigkeit des Rats der Regionen zu erreichen. Das Format Zwischenlager-Dialog soll die Bedarfe der Zwischenlagerstandortkommunen sowie der umgebenden Region erheben und in die Vorbereitung einbinden. Bildungsangebote zur Befähigung für eine aktive Beteiligung sind für 2027 geplant. Aktuell haben die Beteiligungsformate noch nicht begonnen.

In Anbetracht der Gemengelage Genehmigungsverfahren für Zwischenlager und Standortauswahlverfahren wären Formate der Öffentlichkeitsbeteiligung sinnvoll, die die Interessen der Zwischenlagerregionen übergeordnet abdecken. Generell sollten die Wechselwirkungen zwischen den Verfahren und deren Möglichkeit der Vertrauensbildung nicht unterschätzt werden (Neles, J., Becker, F., Hassel, T., Leusmann, T., Metz, V., Scharf, I. 2025). Solche Wechselwirkungen sind auch rückblickend zu bewerten, da nach (Öko-Institut e. V. 2023) vergangene Genehmigungsverfahren durchaus Herausforderungen in der Öffentlichkeitsbeteiligung aufwiesen. Eine Aufarbeitung dieser Hemmnisse und Herausforderungen kann ebenfalls zur Vertrauensbildung beitragen.

Aus den untersuchten Veranstaltungen, der Literatur und dem Expert*innen-Workshop (siehe Kapitel 2 und 3) leitet das Projektteam die übergeordneten Bedarfe der Zwischenlagerregion nachfolgend ab. Damit sind aber nicht die spezifischen Bedarfe einzelner Zwischenlagerregionen erfasst. Dies müsste im Rahmen des vorgesehenen Zwischenlager-Dialogs des BASE geleistet werden.

- Information

Die Bereitstellung von Informationen ist den Interessierten wichtiges Anliegen. In Kapitel 2 wird auf die verschiedenen diskutierten Themen eingegangen, die sich insbesondere um die längerfristige Zwischenlagerung drehen wie z.B. Alterungsverhalten, Reparaturkonzepte sowie die Neugestaltung bzw. eine Gesamtstrategie der Zwischenlagerung. Die Umfrage der BGZ (aproxima 2023) ermittelte hohe Zustimmung hinsichtlich transparenter und verständlicher Informationen zu Sicherheitskonzept, Auswirkungen auf die Region und Gründe für die Existenz des Zwischenlagers. Sie ergab allerdings auch, dass nur bei der Hälfte der Befragten ein Informationsbedarf besteht. Bei der Form der Informationsbereitstellung wurden laut Umfrage vor allem klassische Informationswege wie Medien, Website, Broschüren und Veranstaltungen genannt. Das Einrichten einer Informationsplattform ist ein Vorschlag aus dem Workshop, der aber eher die Interessierten adressiert.

- Dialog und Vernetzung

Einerseits muss die Kommunikation innerhalb einer Zwischenlagerregion und andererseits die Kommunikation mit den maßgeblichen Akteuren und insbesondere dem BASE als Träger der Öffentlichkeitsbeteiligung etabliert werden. Dafür braucht es kommunale und regionale Strukturen, beispielsweise runde Tische, die auch regelmäßig institutionell begleitet werden. Eine „Bürgermeisterbeteiligung“ ist nicht ausreichend. Stattdessen muss es zielgruppengerechte Angebote geben, die auf die jeweilige Region abzielen und nicht an der Gemeindegrenze enden. Vorgeschlagen wird ein Neustart mit einem bundesweiten Beteiligungskonzept, um so auch das Interesse der Bevölkerung an dem Thema zu entfachen. Das Einbinden der Öffentlichkeit kann z.B. durch die verschiedenen Blickwinkel positive Impulse für die Verfahren aber auch die Region setzen.

- Würdigung und Entwicklung

Die Last der Region anerkennen, die gesamtgesellschaftliche Aufgabe würdigen – das sind häufig vorgebrachte Forderungen, die teilweise mit der Forderung nach konkreten Kompensationszahlungen verknüpft werden. Was die Last im Einzelnen bedeutet, wird oft nicht konkretisiert. Benannt wird aber, wo es an Sichtbarkeit fehlt, z.B. Öffentlichkeitsbeteiligung in verbindlichen Formaten oder die Sorge, dass Zwischenlager bei der Finanzierung benachteiligt werden könnten, sollten die Mittel des KENFO nicht ausreichen. Dagegen könnte wirken, identifikationsstiftende Maßnahmen zu ergreifen und Potenziale zur Entwicklung der Region z.B. im Zusammenhang mit den Genehmigungsverfahren auszuloten, so die Vorschläge.

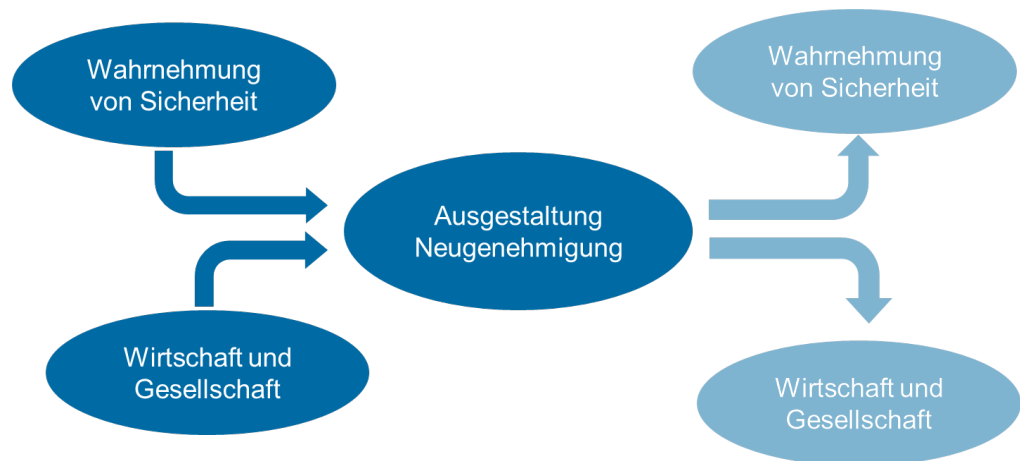
Die informellen Formate in den Zwischenlagerregionen sollten das „Entsorgungsthema“ insgesamt in den Blick nehmen und nicht nach Verfahren trennen. So weit möglich sollten kommunale Strukturen genutzt und miteinander vernetzt werden. Klassische Formate sind neben den genannten runden Tischen auch Bürgerversammlungen, Bürgerwerkstätten oder -workshops. Unabhängig vom jeweiligen (informellen) Format ist sehr wichtig, dass der erreichte Output Eingang in die formalen Verfahren und Formate findet.

Zusätzlich müssten Maßnahmen ergriffen werden, die in der Bevölkerung Interesse wecken, sich zu informieren oder zu beteiligen. Denkbar wäre, eine (Teil-)Gruppe aus Zufallsbürger*innen zu etablieren und in die Beteiligungsformate zu integrieren. Daraus könnten sich neue Multiplikatoren entwickeln, die in die Region hineinwirken.

5 Weiterentwicklung eines Bewertungsansatzes für die regionale Bedeutung von Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle

Im vorangegangenen Vorhaben Zwischenlager und Region (Öko-Institut e. V. 2023) wurde ein in drei Dimensionen unterteilter Bewertungsansatz entwickelt. Die drei Dimensionen adressieren jeweils unterschiedliche Bereiche und sind auch hinsichtlich ihrer methodischen Umsetzung unterschiedlich angelegt. Zudem entfalten sie zu unterschiedlichen Zeitpunkten unterschiedliche Relevanz. Deutlich wird dies aus der Abbildung 5-1. Die regionalen Gegebenheiten gemäß Dimension Wirtschaft und Gesellschaft sowie die Wahrnehmung von Sicherheit in der jeweiligen Zwischenlagerregion werden sich auf die Gestaltung der Neugenehmigungsverfahren auswirken. Je nachdem wie die Neugenehmigungsverfahren gelingen, wird dies wiederum Auswirkungen auf die Region und die wahrgenommene Sicherheit haben.

Abbildung 5-1: Bewertungsansatz und Zusammenwirken der drei Dimensionen Wahrnehmung von Sicherheit, Wirtschaft und Gesellschaft und Ausgestaltung Neugenehmigung



Quelle: Eigene Darstellung

Nachfolgend werden die drei Dimensionen auf Basis der Ergebnisse aus den Kapiteln 2 bis 4 diskutiert. Im Ergebnis wird der Bewertungsansatz weiter geschärft.

5.1 Dimension Wirtschaft und Gesellschaft

Die Dimension Wirtschaft und Gesellschaft und ihre Merkmale dienen dazu, die jeweilige Region und ihre Entwicklung zu charakterisieren. Im Hinblick auf den Zuschnitt der Region sollte gemäß den Darstellungen in Kapitel 4.1 hinsichtlich der wirtschaftlich bedingten Verflechtungen (Funktionalprinzip) abgegrenzt werden. Da für die Datenerhebung Verwaltungsgrenzen zu berücksichtigen sind, sollten Kommunen die kleinste Einheit der Region bilden. Ggf. muss diesbezüglich auf Landkreisebene zurückgegriffen werden. Eine andere Form der Grenzziehung bewertet das Projektteam als nicht praktikabel. Die für die Bewertung erforderlichen Daten können aus den Statistik- und Geoportalen der Länder oder des Bundes sowie aus weiteren Datenportalen erhoben werden. Entwicklungen lassen sich aufgrund der regelmäßigen Erhebungen nachzeichnen.

Der Workshop mit dem Endlager-AK des ARL hat den Hinweis gegeben, dass auch die Umweltwirkungen Eingang in den Bewertungsansatz finden sollten. In Kapitel 4.1 wurden mögliche Umweltwirkungen eines Zwischenlagers und deren Reichweite betrachtet. In der Betriebsphase mit ausschließlichen Lagerbetrieb, in der sich die Zwischenlager den größten Teil der Zeit befinden werden, sind die Umweltwirkungen nicht erheblich und zudem lokal begrenzt. Eine (erneute) Bewertung von Umweltwirkungen findet allerdings nur im Rahmen von (Neu-)Genehmigungen statt. Da technische Entwicklungen (z.B. bei Beleuchtungsmitteln) auch Umweltwirkungen (Lichtemissionen) verändern, ist es sinnvoll, diese über die Zwischenlagerdauer hinsichtlich ihrer Optimierbarkeit in den Blick zu nehmen. Dieser Aspekt wird entsprechend in den Bewertungsansatz aufgenommen.

Tabelle 5-1: Dimension Wirtschaft und Gesellschaft

Merkmale	Beschreibung	Indikatoren oder Fragestellungen
Bevölkerung	Übersicht über die Altersstruktur, die Zu- und Abwanderung, die Erwerbsquote und Pendlerbewegungen	Demografie Wanderungssaldo (Zu-/Wegzug) Einkommen pro Kopf Erwerbs-/Arbeitslosenquote Ein-/Auspendler Zukunftschancen
Wirtschaft	Darstellung der wirtschaftlichen Veränderungen wie Ansiedlung von Gewerbe und Industrie, insbesondere Betriebe der Energiewirtschaft	Gewerbe-/Industrieansiedlung Art der Wirtschaftszweige Infrastruktur (welche Entwicklung wurde genommen? Welcher Bedarf besteht?)
Wirtschaftliche Bedeutung Zwischenlager	Das Zwischenlager bleibt als Industriebetrieb bestehen und kann einerseits ein Kristallisationspunkt für weitere Industrieansiedelungen sein, andererseits aber auch ein Hemmnis.	Wirtschaftliche Bedeutung des Zwischenlagers (Gewerbesteuer, Arbeitsplätze, nachgestellte Dienstleister) Bezug der Industrieansiedlung zum Zwischenlager
Umweltwirkungen	Die größten Umweltwirkungen ergaben sich durch die Errichtung der Zwischenlager. An den Kernkraftwerksstandorten überlagern die Umweltwirkungen der KKW-Stilllegung die des Zwischenlagers.	Sind Umweltwirkungen des Zwischenlagers optimierbar?

Quelle: Öko-Institut

5.2 Dimension Wahrnehmung von Sicherheit

Die Datenerhebung für die einzelnen Indikatoren der Dimension Wahrnehmung von Sicherheit sollte auf Basis von Befragungen ermittelt werden (quantitative Methoden). Im Rahmen der informellen Formate der Öffentlichkeitsbeteiligung sollten die Merkmale hinsichtlich ihrer Relevanz ggf. wiederholt bewertet werden. Günstig wäre dabei, die gleiche Region zugrunde zu legen, wie für die Dimension Wirtschaft und Gesellschaft ermittelt. Ggf. kann es aber auch Gründe geben, die Region nach anderen Randbedingungen abzugrenzen. Die Häufigkeit einer solchen Erhebung lässt sich im Moment nicht sinnvoll festlegen. Sie wird bestimmt werden durch die Planungen zur Genehmigungsdauer und der Zwischenlagerdauer insgesamt sowie konkreten Meilensteinen, die sich auch aus dem Standortauswahlverfahren ergeben können.

Wie in Kapitel 2 dargestellt, bleiben derzeit die Themen, die die Wahrnehmung von Sicherheit bestimmen, erhalten und werden eher mehr diskutiert. Die Forschungsvorhaben der zuständigen Akteure führen bisher nicht zu konkreten in die Öffentlichkeit vermittelbaren Aussagen (z.B. wie lange hält der Transport- und Lagerbehälter?). Letztlich ist aber eine höhere Risikowahrnehmung ausschlaggebend für eine ablehnende Haltung gegenüber dem Zwischenlager, so das Ergebnis der von der BGZ veranlassten Umfrage (aproxima 2023).

Es ist davon auszugehen, dass die Dimension Wahrnehmung von Sicherheit durch Ängste und Sorgen der regionalen Bevölkerung mitbestimmt wird. Aktuelle Zustände oder Ereignisse an den Zwischenlagerstandorten wie die fehlenden Zwischenlagergenehmigungen, die Aufnahme zusätzlicher radioaktiver Abfälle z.B. aus den Wiederaufarbeitungsanlagen oder absehbar fehlender Abfluss schwach- und mittelfradioaktiver Abfälle in das Endlager Konrad können die Wahrnehmung von Sicherheit zusätzlich negativ beeinflussen.

Um generell eine positive Entwicklung anzustoßen, müsste dem Narrativ der „gefühlten Endlager“ entgegengewirkt werden. Dazu sind gute Informationsangebote zu den als sicherheitsrelevant wahrgenommenen Themen der Zwischenlagerung aber auch hinsichtlich der Fortschritte beim Standortauswahlverfahren erforderlich. Neben den Betreibern BGZ und EWN sollten diese, wie angekündigt (BASE 2024b), auch vom BASE durchgeführt werden.

Möglichkeiten der Information können zudem helfen, neue Identifikationsmerkmale für die Region zu schaffen. So lautete ein Hinweis aus dem Expert*innen-Workshop, Zwischenlager erlebbar zu machen. Vorschläge waren die Einrichtung eines Besuchszentrums oder die Möglichkeit eines virtuellen Rundgangs. Zudem könnte die Region eingebunden werden, um kreative Ideen zu entwickeln.

Anzunehmen ist, dass im Zusammenhang mit den Neugenehmigungen auch auf Basis von Forschungsergebnissen und deren Interpretation durch verschiedene Stakeholder einzelne Themen in der öffentlichen Debatte relevanter oder weniger relevant werden können.

Die Ergebnisse des Vorhabens ergaben keine Ergänzung oder Streichung von Merkmalen der Dimension Wahrnehmung von Sicherheit. Ergänzt wurden aber einzelne Indikatoren. Wie in Kapitel 2.1 dargestellt, besteht die Sorge, dass für eine verlängerte Zwischenlagerung die finanzielle Ausstattung nicht ausreichend sein könnte und dies zu Lasten der Zwischenlagerregionen geht. Auf Vorschlag des Expert*innen-Workshops wurde außerdem das Monitoring von Behältern und Gebäuden aufgenommen, das die Prüfzyklen ergänzt.

Tabelle 5-2: Dimension Wahrnehmung von Sicherheit

Merkmale	Beschreibung	Indikatoren oder Fragestellungen
Sicherheit des Zwischenlagers (übergeordnete Aspekte)	Der zukünftig autarke Betrieb der Zwischenlager führt zu baulichen und organisatorischen Veränderungen wie z.B. der Zaunanlagen oder der Zuständigkeit für den Brandschutz.	Organisation innerer und äußerer Notfallschutz Welche Veränderungen nehmen Sie wahr bzw. sind geplant? Wie beeinflussen diese das Sicherheitsempfinden? Bedeutung Veränderungen eine größere oder geringere Belastung der Region?
Baukonzept	Die unterschiedlichen Baukonzepte werden als unterschiedlich sicher bewertet. Gleichzeitig werden bauliche Nachrüstungen wahrgenommen und auf lange Sicht erwartet.	Baukonzept und Stand der Nachrüstungen aktuell Baukonzepte der Zukunft (Diskussionsstand bzw. jeweiliger Stand von W+T) Prüfzyklen und Monitoring Gebäude (Lebensdauermanagement) Welche Bedeutung hat das Baukonzept für das Sicherheitsempfinden?
Behälter	Ein Nachlassen der Sicherheitsfunktion wird auf (sehr) lange Sicht erwartet. Forschungsvorhaben adressieren diese Fragen bereits. Mit den Ergebnissen aber auch mit unerwarteten Entwicklungen muss umgegangen werden.	Wie werden die Sicherheitsfunktionen des TLBs zum jetzigen Zeitpunkt bewertet? Prüfzyklen und Monitoring Behälter/Doppeldeckeldichtsystem Sind die Konzepte zur Reparatur von TLB aktuell ausreichend? Welcher Bedarf für eine „heiße Zelle“ wird gesehen (wann, wo)?
Einwirkungen	Ein Zwischenlager kann durch Folgen des Klimawandels wie z.B. Hochwasser beeinträchtigt werden. Zukünftige gesellschaftliche Instabilität wie kriegerische Auseinandersetzungen können eine Rolle in der Wahrnehmung von Sicherheit spielen.	Bewertung äußerer Einwirkungen (z.B. aus Stresstest, periodischer Sicherheitsüberprüfung) Liegen Konzepte für Entscheidungshandeln unter ungünstigen politischen und gesellschaftlichen Rahmenbedingungen vor? Liegen Konzepte zur Bewertung von Klimafolgen vor?
Vertrauen in den Betreiber	Die staatlichen Gesellschaften BGZ und EWN sind die Betreiber der Zwischenlager. Ihre Verantwortung ist der sichere Betrieb der Zwischenlager bis zur Abgabe an ein Endlager.	Sind die Dialogangebote inhaltlich und organisatorisch ausreichend (Themen, Reichweite, Häufigkeit)? Liegen alle Bedingungen vor, die einen sicheren Betrieb gewährleisten, z.B. kompetentes Personal, Ressourcen?
Aspekte verlängerter Zwischenlagerung	Mit der Zwischenlagerung über die 40 Jahre hinaus können sich Bewertungen verschieben und andere Aspekte an Relevanz gewinnen.	Kompetenzerhalt / Wissensmanagement Welche Anpassungen der Anlage werden erwartet? Sollten entsprechende Anpassungen am jeweiligen Standort oder in zentralen Anlagen erfolgen? Sicherstellen der finanziellen Ressourcen

Quelle: Öko-Institut

5.3 Dimension prozedurale Ausgestaltung

Die Datenerhebung für diese Dimension erfordert zunächst entsprechende Beteiligungsformate, die die Öffentlichkeitsbeteiligung für die Neugenehmigungen und den Rat der Regionen vorbereiten. Die Bewertung sollte durch eine begleitende Analyse bzw. eine Evaluation zu bestimmten Zeitpunkten oder Meilensteinen erfolgen. Ergänzend können gezielt Fokusgruppen oder Interviews die Datenerhebung ergänzen. Insbesondere sollten die Merkmale Aufarbeitung des Beteiligungsgedächtnisses und Lernen aus Genehmigungsprozessen zuerst adressiert werden. Günstig wäre auch hier, die gleiche Region zugrunde zu legen, wie für die Dimension Wirtschaft und Gesellschaft ermittelt. Ggf. kann aufgrund der Randbedingungen aus den formalen Formaten erforderlich sein, die Region nach anderen Randbedingungen abzugrenzen.

Ein wesentlicher Teil der Dimension prozedurale Ausgestaltung zukünftiger Genehmigungsverfahren ist die Öffentlichkeitsbeteiligung. Wie in Kapitel 4.3 dargelegt, ist die Beteiligung der Zwischenlagerstandorte auch in das Standortauswahlverfahren integriert. Als Ergebnis ist festzuhalten, dass neben den gesetzlich geregelten formalen Formaten (UVP-Verfahren, Rat der Regionen) auch informelle Formate etabliert werden, die ineinandergreifen und so Wirkung entfalten. Das BASE als Träger der Öffentlichkeitsbeteiligung im StandAV und genehmigende Behörde für die Zwischenlager plant solche Formate. Da sie noch nicht etabliert sind, ist nicht feststellbar, ob sie die hier vorgestellten Indikatoren abdecken.

Die Betreiber BGZ und EWN führen im Rahmen ihrer Öffentlichkeitsarbeit z.B. Veranstaltungen durch und stellen Informationen bereit. Wie die von der BGZ beauftragte Umfrage ergab, war die BGZ als Betreiberin der Zwischenlager aber im Mittel nur 11% der Befragten bekannt (aproxima 2023). Von diesen kannte wiederum nur ein Teil die bereitgestellten Informationen. Insbesondere im Hinblick auf die frühe Öffentlichkeitsbeteiligung bei den Genehmigungsverfahren, die von den Betreibern durchgeführt wird, ist dies ein sehr geringer Wert.

Der Bewertungsansatz soll auch dazu dienen, einheitliche Vorgehensweisen in den Zwischenlagerregionen zu etablieren. Da alle Regionen mit ihrem Zwischenlager gleichartigen Belastungen ausgesetzt sind, muss auch eine gleichwertige Behandlung erfolgen. Dies bedeutet aber nicht, standortspezifische Besonderheiten und Entwicklungspotenziale auszublenden oder nicht zuzulassen. Eine prozedural gleichwertige Behandlung bedeutet nicht materiell gleichwertige Behandlung bzw. „Gleichmacherei“.

Aus Sicht des Projektteams dient Öffentlichkeitsbeteiligung in den Zwischenlagerregionen auch dazu, die gesamtgesellschaftliche Aufgabe der Zwischenlagerung zu würdigen. Sie sollte so konzipiert werden, auch die Grundlagen für eine regionale Entwicklung zu legen. Sie bietet die Möglichkeit, die jeweiligen Stärken, Ressourcen und Identitäten möglichst über Gemeindegrenzen hinweg auszuloten. Konkrete Strategien z.B. zum Umgang mit dem Strukturwandel könnten entwickelt werden.

Im Bewertungsansatz wurde unter Öffentlichkeitsbeteiligung ergänzt, auch die Frequenz der Beteiligung in den Blick zu nehmen. Außerdem wurde das Merkmal Wechselwirkungen von Verfahren hinzugefügt, das die positive oder negative Beeinflussung von UVP-Verfahren und Standortauswahlverfahren betrachten soll. Die das Merkmal untersetzenden Indikatoren sind die Bewertung der wechselseitigen Auswirkungen, die Vernetzung von informellen Formaten der Öffentlichkeitsbeteiligung und das Herausstellen des Nutzens der Öffentlichkeitsbeteiligung z.B. auch für die Regionalentwicklung.

Tabelle 5-3: Dimension prozedurale Ausgestaltung

Merkmale	Beschreibung	Indikatoren oder Fragestellungen
Würdigung der gesamtgesellschaftlichen Aufgabe	Eine deutliche Verlängerung des Zwischenlagerzeitraums stellt für die Region eine stark veränderte Situation dar. Eine Würdigung dieser Last kann auf verschiedene Arten erfolgen.	Mitwirkung der ZL-Standorte im Standortauswahlverfahren (über Regionalkonferenzen und Rat der Regionen hinaus ggf. weitere Formen der Beteiligung) Strukturelle Unterstützung der ZL-Regionen Kompensation von konkreten Belastungen aus der ZL (z.B. Brandschutz)
Lernen aus Genehmigungsprozessen	Genehmigungsverfahren, beispielsweise zu baulichen Veränderungen, zur zusätzlichen Zwischenlagerung von TLB aus dem Ausland, finden fortwährend statt. Hier kann ein Überblick über best practice bei der Einbindung der Region gegeben werden.	Frühe Beteiligung der kommunalen Akteur*innen Regelmäßige und/oder anlassbezogene Formate der Öffentlichkeitsbeteiligung best practice Ansätze
Aufarbeiten des Beteiligungsgedächtnisses	Frühere Genehmigungsverfahren weisen auf Herausforderungen in der Öffentlichkeitsbeteiligung hin, wie z.B. die teilweise eingeschränkte Zugänglichkeit zu Genehmigungsunterlagen. Eine Aufarbeitung dieser Hemmnisse und Herausforderungen sollte vor Beginn der Neugenehmigung der Zwischenlager erfolgen.	Herausforderungen in der Öffentlichkeitsbeteiligung Hemmnisse für die Beteiligung der Öffentlichkeit
Informationsbereitstellung	Informationen zur Zwischenlagerung sind teilweise Verschlussachen. Proaktive Informationsvermittlung unter Einbindung von Medien gelingt kaum.	Akteur*innen der Informationsbereitstellung Informationsformate, -radius und -frequenz Zielgruppen der Informationsformate Resonanz auf Informationsformate
Öffentlichkeitsbeteiligung	In Genehmigungsverfahren ist im Rahmen der UVP ein Stellungnahme- und Erörterungsverfahren als formale Öffentlichkeitsbeteiligung durchzuführen. Ergänzend sollten zusätzliche Formen der Information und Öffentlichkeitsbeteiligung etabliert werden, insbesondere wenn die Genehmigung langfristige Auswirkungen auf eine Region nehmen kann oder potenzielle Konflikte erwartet werden können.	Akteur*innen der Öffentlichkeitsbeteiligung Formen der Öffentlichkeitsbeteiligung Zielgruppen der Öffentlichkeitsbeteiligung Resonanz auf die verschiedenen Formen der Öffentlichkeitsbeteiligung Frequenz der Öffentlichkeitsbeteiligung
Wechselwirkungen von Verfahren	Neben der Öffentlichkeitsbeteiligung für das Genehmigungsverfahren werden zumindest die Standortgemeinden in der „Fachkonferenz Rat der Regionen“ beteiligt. Beteiligungsformate beeinflussen sich gegenseitig und sollten vernetzt werden.	Wechselseitige Auswirkungen der Verfahren der Entsorgung Vernetzen der Formate der Öffentlichkeitsbeteiligung Nutzen aus der Öffentlichkeitsbeteiligung für die Region (z.B. auch im Hinblick auf Regionalentwicklung)
Wert einer Genehmigung für die Region	Die Beispiele Jülich und Brunsbüttel zeigen, dass die ZL auch ohne Genehmigung auf behördliche Anordnung weiterbetrieben werden können. Für die Region bleibt die Last erhalten, Gerechtigkeit wird nicht hergestellt.	Mehrwert des Genehmigungsverfahrens (prozedurale Gerechtigkeit) Rechte und Pflichten der Akteur*innen

6 Fazit

Mit dem Forschungsvorhaben Zwischenlager und Region II wurde der Bewertungsansatz zur Analyse der Einflussfaktoren und der Bedeutung eines Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente auf die jeweilige Region noch einmal diskutiert und teilweise nachgeschärft. Dem Bewertungsansatz liegt die Idee zugrunde, mit einer systematischen und einheitlichen Methode Zwischenlagerregionen zu beschreiben, ihre Belastungen zu analysieren und ihr Konzepte für die zukünftigen Aufgaben der nuklearen Entsorgung an die Hand zu geben. Situation und Bedarfe sollen standortspezifisch analysiert werden und auch sensibilisieren.

Eine Aufgabe ist die räumliche Festlegung der jeweiligen Zwischenlagerregion. Je nach Themenpriorisierung und Blickwinkel kann die Zugehörigkeit von Kommunen zu einer Zwischenlagerregion unterschiedlich bewertet werden. Gleichzeitig muss die Region aber auch Praktikabilitätsansprüchen, z.B. im Hinblick auf die Datenerhebung, genügen.

Wie häufig eine Zwischenlagerregion bewertet werden sollte, lässt sich im Moment nicht sinnvoll festlegen. Diese wird bestimmt durch die Planungen zur Genehmigungsdauer und der Zwischenlagerdauer insgesamt sowie von konkreten Meilensteinen, die sich auch aus dem Standortauswahlverfahren ergeben können. Hier einzubeziehen ist auch die Forderung nach einer Gesamtstrategie für die Zwischenlagerung, deren Rahmen neben der Endlagerung auch aus dem Alterungsverhalten der zwischengelagerten Abfälle abzuleiten ist. Diesbezügliche Einschätzungen und Festlegungen sollten bald getroffen werden, auch um den Zwischenlagerregionen die Möglichkeit zu geben, eine Zukunftsperspektive zu entwickeln.

Die Zwischenlagerregionen werden in den nächsten Jahren in die formale Öffentlichkeitsbeteiligung der UVP zur Neugenehmigung von Zwischenlagern und der Fachkonferenz Rat der Regionen eingebunden werden. In diesem Zusammenhang sind auch informelle Formate vorgesehen. Da diese immer im Vergleich zum Standortauswahlverfahren gesehen werden, ist auf entsprechende Balance und Fairness zu achten. Beteiligungsformate müssen in erster Linie die Bedarfe und Themen der Zwischenlagerregionen abdecken. Vorteilhaft sind Formate, die zur Identifikation mit der eigenen Region beitragen und auch regionale Entwicklung anstoßen können.

Literaturverzeichnis

aproxima - Götte, S., Rummel, L., Plietsch, M. (2023): Halt mal kurz ... Die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle im Spiegel der Bevölkerung in betroffenen Regionen. Weimar.

ASKETA - Arbeitsgemeinschaft der Standortgemeinden kerntechnischer Anlagen (19.06.2024): Pressemitteilung: ASKETA veröffentlicht Positionspapier, Nach der Tagung der Arbeitsgemeinschaft der Standortgemeinden kerntechnischer Anlagen in Deutschland. Ahaus. Online verfügbar unter <https://www.presse-service.de/public/Single.aspx?iid=1160600>.

ASKETA - Arbeitsgemeinschaft der Standortgemeinden kerntechnischer Anlagen (22.06.2023): Pressemitteilung: Pressemitteilung der ASKETA. Philippsburg. Online verfügbar unter <https://www.philippsburg.de/index.php/aktuelles-lesen/pressemitteilung-der-asketa.html>.

AtG (2020): Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz).

Atommüllreport (Hg.) (2024): Ursula Schönberger. Atommüll, Eine Bestandsaufnahme für die Bundesrepublik Deutschland. Sorgenbericht des Atommüllreports.

Atommüllreport.de (Hg.) (2023): Wolfgang Irrek. Kosten der Langzeit-Zwischenlagerung und verlängerten Standortsuche, Kurzzusammenfassung zum Vortrag bei der Fachtagung „Zwischen. Sicher? Ende?. Hannover.

AtVfV (2018): AtVfV. Verordnung über das Verfahren bei der Genehmigung von Anlagen nach § 7 des Atomgesetzes (Atomrechtliche Verfahrensverordnung), AtVfV.

atw International Journal of Nuclear Power (2025): Bericht vom 3. Forum Endlagersuche des BASE in Würzburg. In: *atw International Journal of Nuclear Power* (70), 2025, S. 68–74.

BAM - Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (2022): BAM Gefahrgutregeln, BAM GGR 023, Maßnahmen zum Alterungsmanagement von zulassungspflichtigen Versandstücken für die Beförderung radioaktiver Stoffe. Revision 0.

BASE - Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (2024a). Anträge im Rahmen des 2. Forum Endlagersuche, 17./18.11.2023 in Halle (Saale). Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung. 2. Forum Endlagersuche 2023 (Hg.).

BASE - Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (2025): Nukleare Sicherheit interdisziplinär weiterdenken - Unsere Forschungsagenda 2025-2028.

BASE - Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (Hg.) (2024b): BASE - Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung. Auf dem Weg zu den Regionalkonferenzen - Konzept für die Beteiligung in Phase I der Endlagersuche, KONSULTATIONSFASSUNG.

Becker, O. (2023): Aktuelle Probleme und Gefahren bei deutschen Zwischenlagern für hoch-radioaktive Abfälle.

BGE - Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (2023): Rahmenterminplanung für Schritt 2 der Phase I bis zum Vorschlag der Standortregionen – Betrachtungszeitraum: 2024 ff.

BGE - Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (2024): Rahmenterminplanung Standortauswahl bis zum Standortregionenvorschlag – Betrachtungszeitraum 2025 bis 2027.

BGE - Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (2025): BGE - Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH. Diskussionsvorschlag zur zeitlichen Optimierung des Standortauswahlverfahrens, Vom Standortregionenvorschlag bis zur Standortfestlegung. Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH.

BGZ - Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (2020a): Die Immobilienpreisentwicklung an den 17 Zwischenlager-Standorten der BGZ von 2012 bis 2019, Fact-Sheet Research.

BGZ - Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (2020b): Die touristische Nachfrageentwicklung an Zwischenlager-Standorten der BGZ, Fact-Sheet Research.

BGZ - Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (2023): Zwischenlagerung weitergedacht - Das Forschungsprogramm der BGZ.

BGZ - Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (29.01.2025): Pressemitteilung: Verlängerte Zwischenlagerung_ BGZ erläutert die nächsten Schritte.

BMUV - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (2025): Entwurf zum Programm für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Nationales Entsorgungsprogramm).

bpb - Bundeszentrale für politische Bildung (Hg.) (o. D.): Grohs, S. Handwörterbuch des politischen Systems, Begriff Region.

Drögemüller, C. (2018): Schlüsselakteure der Endlager-Governance.

ESK - Entsorgungskommission (2013): STELLUNGNAHME - ESK-Stresstest für Anlagen und Einrichtungen der Ver- und Entsorgung in Deutschland, radioaktive Abfälle, Anlagen zur Behandlung bestrahlter Brennelemente, Teil 1: Anlagen der Brennstoffversorgung, Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, Anlagen zur Behandlung bestrahlter Brennelemente.

ESK - Entsorgungskommission (2022): ESK-Leitlinien zur Durchführung von periodischen Sicherheitsüberprüfungen und zum technischen Alterungsmanagement für Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle, Empfehlung.

ESK - Entsorgungskommission (2023). Verlängerte Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und sonstiger hochradioaktiver Abfälle in Abhängigkeit von der Auswahl des Endlagerstandorts, ESK-Positionspapier. Entsorgungskommission.

EWN - Entsorgungswerk für Nuklearanlagen (2019): ESTRAL - Bericht über die frühe Öffentlichkeitsbeteiligung, Dezember 2017 bis Mai 2019.

Froelich & Sporbeck GmbH (2021): Atomrechtliches Genehmigungsverfahren gem. § 6 AtG, Ersatztransportbehälterlager (ESTRAL) Lubmin/Rubenow, UVP-Bericht.

ISE - Fraunhofer Institut für solare Energiesysteme (2022): Wille-Hausmann, B.; Biener, W.; Brandes, J.; Jülch, V.; Wittwer, C. Batteriespeicher an ehemaligen Kraftwerksstandorten, Positionspapier. Fraunhofer Institut für solare Energiesysteme.

Neles, J., Becker, F., Hassel, T., Leusmann, T., Metz, V., Scharf, I. (2025): Aspekte im Hinblick auf eine Neugenehmigung von Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente nach 40 Jahren Betriebszeit (TRANSENS-Bericht-25). Braunschweig, Darmstadt, Hannover, Karlsruhe.

Öko-Institut e. V. (2023): Neles, J.; Krob, F.; Öko-Institut - Mbah, Dr. Melanie. Entwicklung eines methodischen Bewertungsansatzes zur Analyse der Einflussfaktoren und der Bedeutung eines Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente für eine Region (Zwischenlager und Region), Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik bei der Sicherheit der Behandlung bestrahlter Brennelemente, Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle und radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (Förderkennzeichen 4720E03366). Öko-Institut e. V.

Scharff, R. (1993): Regionalpolitik und regionale Entwicklungspotentiale. Dissertation, 1993. Online verfügbar unter <http://hdl.handle.net/10419/182922>.

Stadt Geesthacht (03.07.2025): Pressemitteilung: ASKETA-Tagung in Geesthacht: Standortgemeinden von kerntechnischen Anlagen stellen gemeinsame Forderungen auf Stadt Geesthacht.

StandAG (2017): Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit. Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle (Standortauswahlgesetz - StandAG), StandAG.

StrlSchG (2017): Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz), StrlSchG, Fassung vom 23.10.2024. Fundstelle: BGBl. 2024 I Nr. 324.

Universität St. Gallen - Institut für Systemisches Management und Public Governance IMP-HSG (2022): Scherer, R.; Zwicker-Schwarm, D. Vertiefte Untersuchung «Organisationsstruktur für Regionalentwicklung» Sachplan geologische Tiefenlager. Institut für Systemisches Management und Public Governance IMP-HSG. Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation und Bundesamt für Energie (Hg.).

UVPG (1990): Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung, UVPG, Fassung vom 23.10.2024.

VwVfG (1976): Verwaltungsverfahrensgesetz, VwVfG, Fassung vom 15.07.2024.

Anhang I. Dokumentation des Expert*innen-Workshops

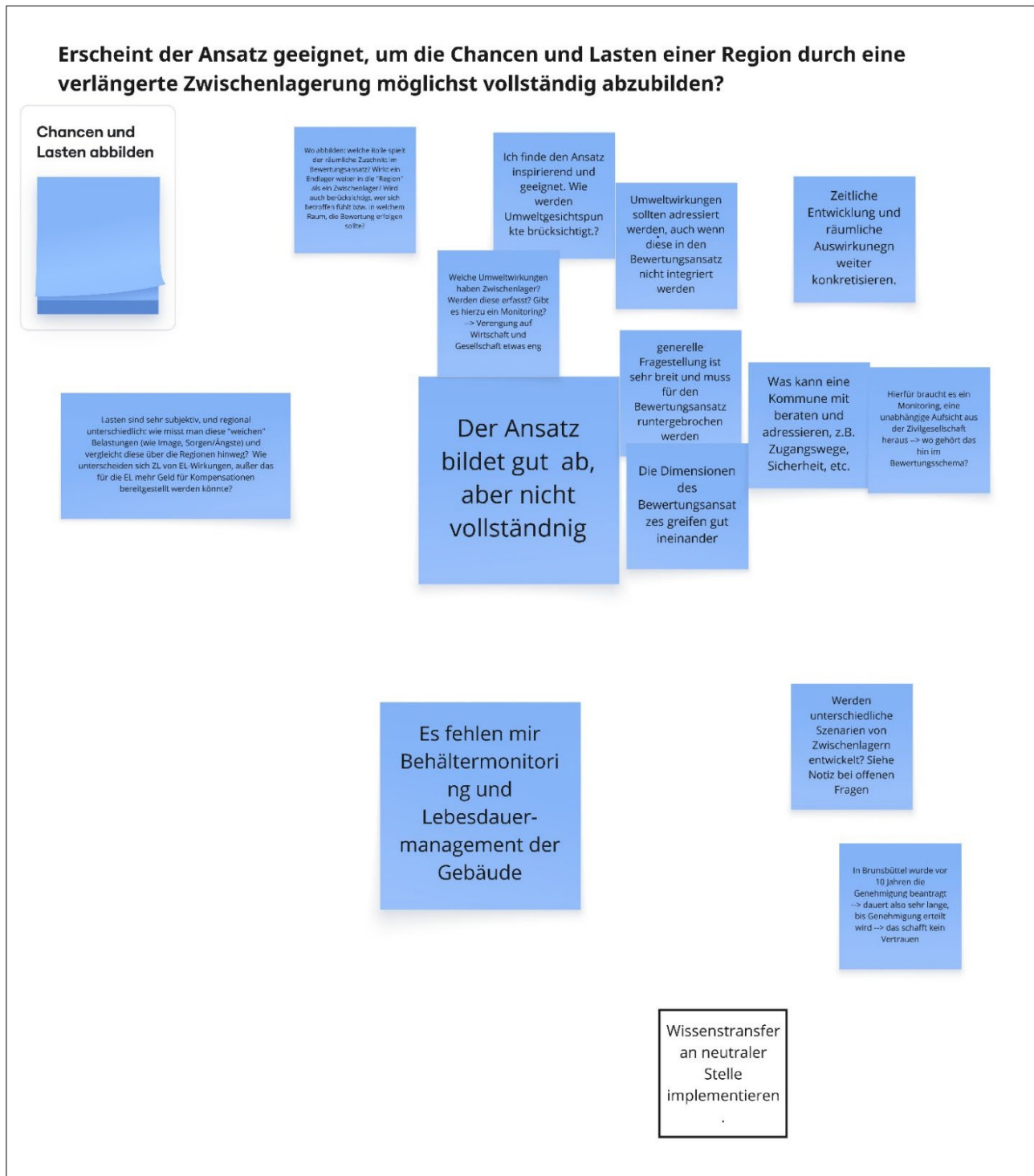
Teilnehmer*Innen: 6 Personen aus Arbeitskreis „Endlagersuche für radioaktiven Abfall in Deutschland - Zur Rolle von Raumplanung und Raumentwicklung“ der Akademie für Raumentwicklung in der Leibniz-Gemeinschaft (ARL) und 3 Personen Öko-Institut

Ort und Termin: Virtuelles Format, 11.04.2025

Ablaufplan:

	TOP	Inhalt	Material	Verantwortlich
14:00	Begrüßung	Inkl. Vorstellungsrunde	ohne	JNe
14:10	Ziele & Agenda	Vorstellung der Ziele und der Agenda des Workshops	Ppt	JNe
14:15	Das Projekt Zwischenlager & Region	Zwischenlager und Region sowie Bewertungsansatz vorstellen	Ppt (15-20 Min Input) + Verständnisfragen	Input: JNe
14:40	Bewertungsansatz	Leitfragen: Erscheint der Ansatz geeignet, um die Chancen und Lasten einer Region durch eine verlängerte Zwischenlagerung möglichst vollständig abzubilden? Wie sollten Anforderungen der Region im Genehmigungsverfahren adressiert werden? Welche zusätzlichen Formen der Kommunikation und Beteiligung sollten neben dem formellen Öffentlichkeitsbeteiligungsverfahren an Zwischenlagerstandorten initiiert werden? Wie kann die Beteiligung zwischen jetzt schon betroffenen Zwischenlager-Gemeinden und -Regionen und zukünftigen potenziellen Endlager-Standortregionen im Standortauswahlverfahren ausbalanciert werden?	Miro [Link] Zunächst ins Miro einführen und die Fragen vorstellen, dann fünf bis zehn Minuten Zeit geben, sich erste Gedanken zu machen und Notizen (Posts) selbst zu schreiben. Danach Fragen und die Notizen dazu durchgehen und weitere Ergänzungen aufnehmen.	Moderation: FKr MMb führt ins Miro ein Protokoll: Miro (MMb) (Backup-) Notizen (JNe)
15:20	Zusammenfassung + Abschied	Was nehmen wir mit? Was gibt uns der ARL-AK noch auf den Weg?	Zusammenfassung & Blitzlicht	JNe

Screenshots der Ergebnisse nach Leitfragen:



Wie sollten Anforderungen der Region im Genehmigungsverfahren adressiert werden?

Anforderungen Genehmigung



Möglichst regionalspezifisch?
Anforderungen werden sich sehr stark unterscheiden nach den Zwischenlagerregionen und ggf. auch -typen, oder? Muss der Bewertungsansatz Offenheit für Input aus den Regionen bzw. für fallspezifische Merkmale haben?

Welche Rolle spielen daher prozessuale Anforderungen an ein möglichst "gutes" Verfahren zur (auch partizipativen) Bewertung der ZL-Wirkungen/Effekte

dürfen die Gemeinden denn dabei mitreden, wohin welche Behälter kommen? Mitsprache?

Braucht es auch mehr finanzielle Beteiligung/Kompensationen?

hier müssten Lasten gegenüber gestellt werden, um Kompensationshöhen festlegen zu können

Welche zusätzlichen Formen der Kommunikation und Beteiligung sollten neben dem formellen Öffentlichkeitsbeteiligungsverfahren an Zwischenlagerstandorten initiiert werden?

Formen der Beteiligung



Regionalkonferenzen
"in klein"?

transdisziplinäre
Regionen-Workshops:
gemeinsame Vision für die
ZL-Region -> gemeinsame
Entwicklungsziele ->
Bewertungsmethodik / -
kriterien

Zwilag-Gemeinden sollten ggf.
bei Regionalkonferenzen der
Standortauswahl Einblick haben
ggf. als Gast zugelassen sein
(Ich gehe derzeit von zwei
Foren aus dem offiziellen der
Standortauswahl und den
jeweiligen
Regionalkonferenzen)

Mir ist nicht klar, ob die
Bürgerschaft sich durch
das Engagement der
Bürgermeister:innen bei
Asktea ausreichend
vertreten fühlt. D.h. bedarf
es anderer informeller
oder formeller Foren?

virtuelle Begehungen (analog
schwierig wegen
Sicherungsfrage). Panoptik,
Kultur- und Kunstangebote,
Simulationen, Ziel "in Kontakt
kommen/Verstehen / Erleben"
-> KGW war Identitätsstiftend
u.a. über cultural marker
(Kultur) und
Wirtschaftsmuster, was macht
ZL erlebbar?

Gemeinde
übergreifende
Runde
Tische?

Arbeitsgruppen auf
Gemeindeebene als
Gesprächspartner

es braucht mehr Begleitung der
Zwischenlager-Gemeinden ->
um besser zu verstehen welche
Konsequenzen das für die
Zwischenlager-Gemeinden/
Region hat ->
Gesamtkonzept ist sehr
anspruchsvoll (wenn
professionelle Standards
angelegt werden)

Braucht es ein
Ombudsmann?

Braucht es andere
Formate um
Identitätsstiftend
zu wirken -> z.B.
künstlerische
Formate,
Begehungen, etc.?

das könnte
Identifikationsbildung
unterstützen -> z.B.
mittels virtuellem
Begehungskonzept?
-> könnte zu positiver
Aneignung führen

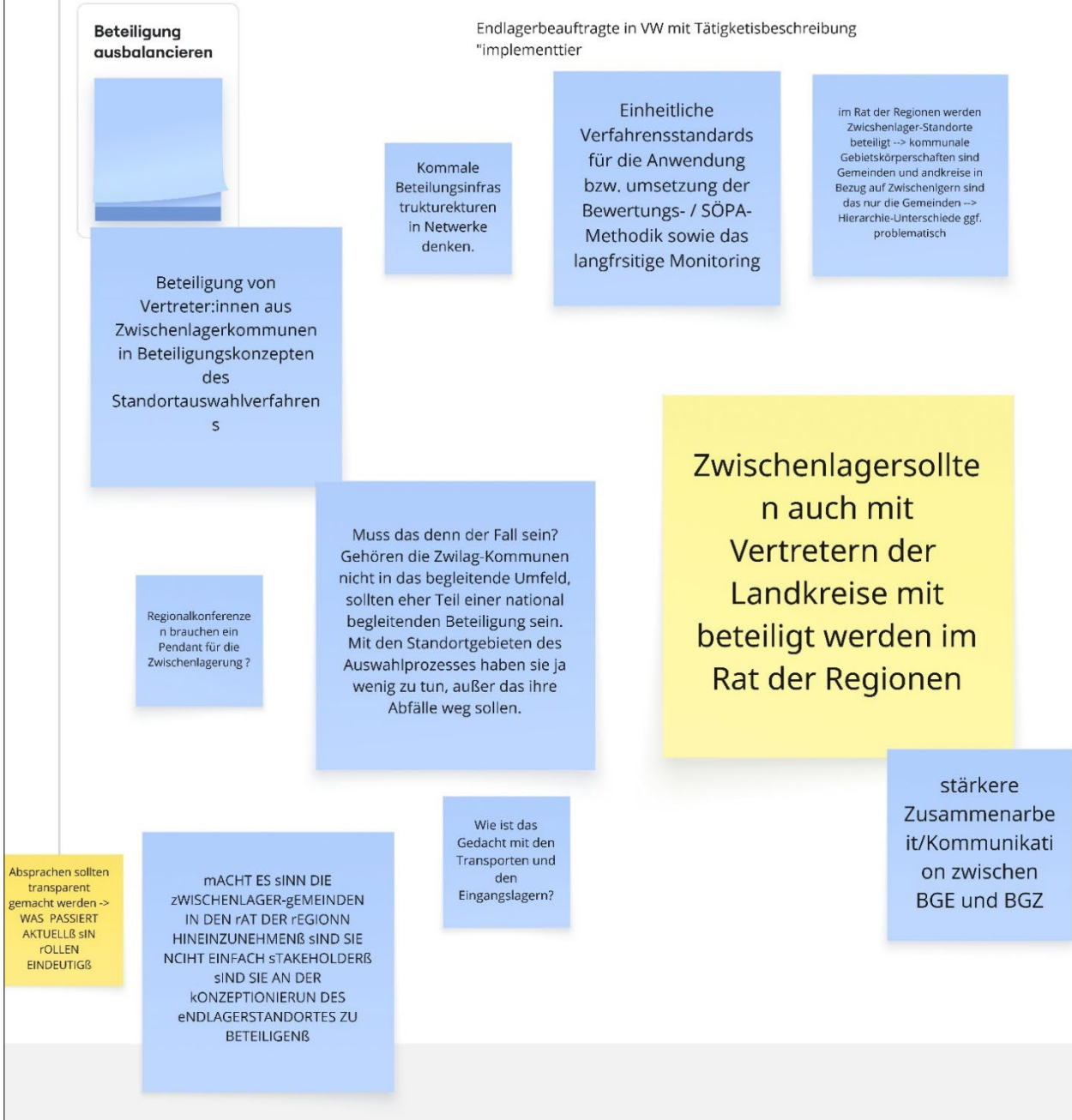
Infostelle am
Zwischenlager Gorleben
ist gut -> Kann Vertrauen
in den Betreiber damit
gestärkt werden? BGZ hat
hier eng mit der
kommunalen Feuerwehr
zusammen gearbeitet ->
das schafft Vertrauen!

stärkt das die
Identität als
Zwischenlager-
Kommune?

Absprachen sollten
transparent
gemacht werden ->
WAS PASSIERT
AKTUELL SIND
ROLLEN
EINDEUTIG

Narrative und
Regionalförderung
-> Parallele zu
Braunkohleausstieg?

Wie kann die Beteiligung zwischen jetzt schon betroffenen Zwischenlager-Gemeinden und -Regionen und zukünftigen potenziellen Endlager-Standortregionen im Standortauswahlverfahren ausbalanciert werden?



Was fällt Ihnen sonst noch auf? Welche Fragen stellen sich Ihnen?

Sollten für die Genehmigung nicht unterschiedliche Szenarien existieren z. B: mit heißer Zelle, ohne oder auch Zusammenlegung von Standorten

Wie arbeiten Träger öffentlicher Belange und ZwiLag-Betreiber zusammen? Kann Einfluss auf Wahrnehmung in Kommunen haben

Verlust von Identität, wenn KKW stillgelegt/rückgebaut wird?

Es fehlt ein integrierendes Gesamtkonzept des Atommüllmanagements: von HAW-Endlager, Eingangslager(-n), ZwiLags, Transporten, Heißen Zellen etc., alles Infrastrukturmaßnahmen, die nicht ohne sind.

regionale Unterschiede, Raumgerechtigkeit, was verspricht man den Regionen?

Wo in welchem Raum wird der Bewertungsansatz eingesetzt? Was ist der Wirkungsbereich eines Zwischenlagers? Wie ist Region definiert?

viele Regionen zumindest administrativ nicht eingrenzbar

Was hat mehr Auswirkungen? Zwischenlager oder Endlager?

Während Betriebszeit hat Endlager mehr Auswirkungen

Kann man Zwischenlagerung und Endlagerung ab dem Zeitpunkt der Transporte überhaupt strikt trennen?

Tool zur Sammlung des Faktenwissens wäre wichtig! --> Anknüpfungspunkt zu Nuclear Cultural Heritage!!!

Endlagerung wird bei der BGZ aktuell gar nicht mitgedacht (Gespräche sollten schon jetzt zwischen BGZ und BGE geführt werden)

große Koordinationsaufgabe!

**C Anhang C: Bericht der Brenk Systemplanung GmbH zum
Vorhaben 4723E03260**

Endbericht

**Fragestellungen zur Weiterentwicklung
des Standes von
Wissenschaft und Technik bei der
Sicherheit der Behandlung bestrahlter
Brennelemente,
Wärme entwickelnder radioaktiver
Abfälle und radioaktiver Abfälle mit
vernachlässigbarer Wärmeentwicklung**

BS-Projekt-Nr. 2303-02
Kundenbestellnummer: 4723E03260 – 855367 – UA3657

erstellt im Auftrag der

Gesellschaft für Anlagen- und
Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Schwertnergasse 1
50667 Köln
Deutschland

durch die

Brenk Systemplanung GmbH
Heider-Hof-Weg 23
52080 Aachen
Deutschland

Aachen, den 18.12.2024

Anmerkung:

Dieser Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers (BS) wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers (GRS) übereinstimmen.

AUTOREN

Dieser Bericht wurde von folgenden Bearbeitern erstellt:

- Dr. Michael Götz
- Dr. Stefan Thierfeldt

Es wird versichert, dass dieser Bericht nach bestem Wissen und Gewissen, unparteiisch und ohne Ergebnisweisung angefertigt worden ist.

ZUSAMMENFASSUNG

In diesem Bericht werden die Annahmekriterien für das tiefegeologische Endlager Schacht Konrad hinsichtlich ihrer Konservativitäten untersucht, indem vergleichbare Szenarien anderer Endlager als Referenz verwendet werden. Zu diesem Zweck werden die Annahmekriterien und die diesen zugrundeliegenden begrenzenden Szenarien für das oberflächennahe Endlager Dessel in Belgien und das oberflächennahe Endlager Drigg in Großbritannien mit denjenigen des Endlagers Schacht Konrad analysiert und verglichen. Beide oberflächennahen Endlager dienen der Endlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle. Der Bericht berücksichtigt dabei insbesondere radiologische Kriterien, führt jedoch auch physikalisch-chemische (stoffliche) Kriterien mit auf.

Für die einzelnen Endlager wurden die jeweils relevanten Szenarien, die für die Festlegung der radiologischen Annahmekriterien wesentlich waren, betrachtet und die diesen zugrundeliegenden Annahmen analysiert. Hierbei wurden für relevante Einzelszenarien auch Parameterwerte diskutiert, soweit diese für die Darstellung der Konservativitäten notwendig waren. Vor dem Hintergrund dieser Analysen konnten feststellbare Abweichungen zwischen den (numerischen) Annahmekriterien der verschiedenen Endlager nachvollzogen werden, da diese vor allem auf die unterschiedlichen begrenzenden Szenarien, die aufgrund der unterschiedlichen Typen von Endlager (tiefegeologisch/ oberflächennah) zu betrachten sind, und auf den jeweils gewählten Grad an Konservativität in diesen Szenarien zurückzuführen sind. Hinsichtlich des gewählten Grades an Konservativität zeigt sich, dass einzelne Szenarien (speziell diejenigen zum unbeabsichtigten Eindringen von Personen nach Ende der institutionellen Kontrolle) im Falle des Endlagers Dessel einen höheren Grad an Konservativität aufweisen als Störfallszenarien für das Endlager Schacht Konrad, während dessen Grad an Konservativität mit dem Endlager Drigg im Wesentlichen vergleichbar ist.

SUMMARY

This report examines the waste acceptance criteria (WAC) for the deep geological repository Schacht Konrad with regard to their conservatism by using comparable scenarios of other repositories as a reference. To this end, the WAC and the underlying limiting scenarios for the near-surface repository Dessel in Belgium and the near-surface repository Drigg in the UK are analysed and compared with those for the Konrad repository. Both near-surface repositories are used for the disposal of low- and intermediate-level radioactive waste. The report takes particular account of radiological criteria, but also includes physico-chemical criteria.

For the individual repositories, the relevant scenarios that were essential for determining the radiological acceptance criteria were considered and the underlying assumptions were analysed. Parameter values were also discussed for relevant individual scenarios, insofar as these were necessary for the presentation of conservatism. Against the background of these analyses, identifiable deviations between the (numerical) WAC of the different repositories could be traced, as these are mainly due to the different limiting scenarios to be considered due to the different types of repositories (deep geological/near-surface) and to the degree of conservatism selected in each case.

INHALTSVERZEICHNIS

Seite:

1	Zielsetzung und Struktur	1
2	Einleitung.....	2
3	Annahmekriterien für die Entsorgung von radioaktiven Abfällen in dem Endlager Schacht Konrad	9
3.1	Zugrundeliegende Dokumente.....	9
3.2	Die radiologischen WAC für das Endlager Schacht Konrad.....	10
3.2.1	Einführung und Aufbau der WAC	10
3.2.2	Festlegung der radiologischen Kriterien für die Entwicklung der WAC	12
3.2.3	Herleitung der verschiedenen Störfallszenarien	13
3.2.3.1	Thermischer Lastfall: Feuer eines Transportfahrzeuges auf einer Transportstrecke.....	18
3.2.3.2	Mechanischer Lastfall: Absturz einer Transporteinheit in der Einlagerungskammer	19
3.2.3.3	Mechanischer Lastfall: Absturz einer Transporteinheit in der Puffer- oder Umladehalle	21
3.2.3.4	Mechanischer Lastfall in der Pufferhalle	22
3.2.3.5	Mechanischer Lastfall in der Umladehalle	23
3.2.3.6	Zusammenfassung der Störfallszenarien und berechnete WAC	23
3.2.3.7	Quelltherm	30
3.2.3.8	Ausbreitung von Radionukliden in der Atmosphäre	31
3.2.3.9	Radioökologische Pfade.....	31
3.2.4	Bewertung der radiologischen Annahmekriterien des Endlagers Schacht Konrad	32
3.3	Die stofflichen WAC für das Endlager Schacht Konrad	33
4	Annahmekriterien für die Entsorgung von radioaktiven Abfällen in dem oberflächennahen Endlager Dessel, Belgien	40
4.1	Zugrundeliegende Dokumente.....	40
4.2	Die radiologischen WAC für das oberflächennahe Endlager Dessel	41
4.2.1	Einführung und Aufbau der WAC	41
4.2.2	Festlegung der radiologischen Kriterien für die Entwicklung der WAC	42
4.2.2.1	Konformitätskriterium 1	43
4.2.2.2	Konformitätskriterium 2	43
4.2.2.3	Konformitätskriterium 3	44
4.2.2.4	Weitere radiologische Konformitätskriterien für einzelne Monolithen	45
4.2.3	Grundlagen für die radiologischen Annahmekriterien für das oberflächennahe Endlager Dessel	47
4.2.3.1	Analyse eines Bohrkerns.....	50

4.2.3.2	Durchführung einer Bohrung (kleinflächig)	51
4.2.3.3	Bauaushub – Anlegen einer Baugrube (großflächig)	52
4.2.3.4	Aufenthalt nach der Bohrung	54
4.2.3.5	Aufenthalt nach der Bautätigkeit	55
4.2.3.6	(Langzeit)aufenthalt auf der Endlagerstätte	56
4.2.3.7	Schwächung der Rückhaltekapazität	57
4.2.3.8	Zusammenfassung der wichtigsten Parameter	57
4.2.3.9	Alternative Szenarien zu Human Intrusion Szenarien	58
4.2.4	Bewertung der radiologischen Annahmekriterien für das oberflächennahe Endlager Dessel	60
4.2.4.1	Bewertung des Verfahrens zur Ableitung der Abfallannahmekriterien	63
4.2.4.2	Bewertung der Szenarien zur Entwicklung der Abfallannahmekriterien	64
4.2.4.3	Bewertung der radiologischen Grenzwerte	67
4.2.4.3.1	Bewertung des Szenarios: Analyse eines Bohrkerns	68
4.2.4.3.2	Bewertung der radiologischen Grenzwerte für das Radionuklid Ca-41	70
4.3	Die stofflichen WAC für das oberflächennahe Endlager Dessel	70
5	Annahmekriterien für die Entsorgung von radioaktiven Abfällen in dem oberflächennahen Endlager Drigg, United Kingdom	72
5.1	Zugrundeliegende Dokumente	72
5.2	Die radiologischen WAC für das oberflächennahe Endlager Drigg	72
5.2.1	Einführung und Aufbau der WAC	73
5.2.2	Festlegung der radiologischen Kriterien für die Entwicklung der WAC	76
5.2.3	Herleitung der radiologischen Annahmekriterien für das oberflächennahe Endlager Drigg	76
5.2.3.1	Szenario Betrachtung des menschlichen Eindringens in das Endlager	79
5.2.4	Bewertung der radiologischen Annahmekriterien für das oberflächennahe Endlager Drigg	86
5.3	Die stofflichen WAC für das oberflächennahe Endlager Drigg	86
6	Vergleich der einzelnen Annahmekriterien der verschiedenen Zwischenlagerstätten	88
6.1	Einleitung	88
6.2	Numerischer Vergleich der radiologischen WAC	88
6.2.1	Numerischer Vergleich der WAC von dem Endlager Schacht Konrad und dem Endlager Dessel	89
6.2.2	Numerischer Vergleich der WAC von dem Endlager Schacht Konrad und dem oberflächennahen Endlager Drigg	91
6.2.3	Numerischer Vergleich der WAC von den oberflächennahen Endlagern in Dessel und Drigg	94
7	Bewertung der Konservativitäten zwischen den einzelnen Endlager und Fazit	96
8	Literaturverzeichnis	99

TABELLENVERZEICHNIS

Tabelle 2-1	Beispielhafte Auflistung von radiologischen, chemischen und physikalischen Eigenschaften von Abfällen.....	3
Tabelle 2-2	Vergleich von unterschiedlichen Endlagertypen und typische Szenarien für menschliches Eindringen	4
Tabelle 3-1	Störfallplanungswerte gemäß Strahlenschutzverordnung aus [3-12]	13
Tabelle 3-2	Zuordnung der Abfallproduktgruppen aus [3-01]	14
Tabelle 3-3	Zuordnung von Partikelgrößenklassen	16
Tabelle 3-4	Partikelgrößenklassen und Rückhaltefaktoren	17
Tabelle 3-5	Rückhaltefaktoren, umgerechnet in Partikelgrößenklassen nach [3-14]	17
Tabelle 3-6	Rückhaltefaktor für den Schacht, umgerechnet in Partikelgrößenklassen nach [3-14].....	18
Tabelle 3-7	Freisetzungsfaktoren und Quelltherme (bezogen auf $3,7E+10$ Bq Aktivität im Abfallgebinde) für das Szenario: Brandfall eines Transportwagens in der Transportgalerie.....	19
Tabelle 3-8	Freisetzungsfaktionen aus [3-13] für den mechanischen Lastfall, Fallhöhe 5 m.	20
Tabelle 3-9	Freisetzungsfaktoren unter Berücksichtigung der Retentionsfaktoren und dem Quellterm (bezogen auf $3,7E+10$ Bq Aktivität im Abfallgebinde) für das Szenario: Absturz einer Transporteinheit in der Einlagerungskammer.....	21
Tabelle 3-10	Freisetzungsfaktionen aus [3-06] für den mechanischen Lastfall, Fallhöhe 3 m.	21
Tabelle 3-11	Freisetzungsfaktoren unter Berücksichtigung von Verbleib in der Anlage und Quellterm (bezogen auf $3,7E+10$ Bq Aktivität im Abfallgebinde) für den Abwurf einer Transporteinheit in der Pufferhalle	22
Tabelle 3-12	Freisetzungsfaktoren unter Berücksichtigung von Verbleib in der Anlage und Quellterm (bezogen auf $3,7E+10$ Bq-Aktivität im Abfallgebinde) für den Abwurf einer Transporteinheit in der Umladehalle	23
Tabelle 3-13	Mögliche Lastfälle für das Endlager Schacht Konrad	24
Tabelle 3-14	Radionuklide in Tabelle 3 des Dokuments "Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle" [3-01] und Aktivitätsgrenzwerte (WAC) aus der Störfallanalyse ("Störfallwerte") [Bq]	26
Tabelle 3-15	Radionuklide in Tabelle 10 des Dokuments "Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle" [3-01], denen keine Aktivitätsgrenzwerte zugeordnet sind .	29
Tabelle 3-16	Grundanforderungen an Abfallprodukte für die Abgabe an dem Endlager Schacht Konrad	33
Tabelle 3-17	Maximal einlagerbare Massen von Stoffen gemäß Liste II der Anlage zur Grundwasserverordnung am Ende der Betriebsphase des Endlagers Schacht Konrad aus [3-11].....	36
Tabelle 4-1	Grenzwerte für die Aktivitätskonzentration der einzelnen kritischen Radionuklide (CLI) aus [4-02]	43
Tabelle 4-2	Betriebsgrenzwerte für die Aktivität der einzelnen kritischen Radionuklide (OLI) für den östlichen Tumulus aus [4-02]	44
Tabelle 4-3	Aktivitätskonzentrationswerte für einzelne Monolithen, abgeleitet aus dem Szenario des menschlichen Eindringens oder „Bohrkernszenarios“	

	(wiedergegeben aus dem Schreiben von ONDRAF/NIRAS an Electrabel vom 16. November 2017)	45
Tabelle 4-4	Szenarien für menschliches Eindringen und ihre Auswirkungen [4-01]	49
Tabelle 4-5	Auswirkungen verschiedener menschlicher Eingriffe auf die verschiedenen Einheiten des Endlagers [4-01]. Die betrachteten Szenarien sind in Tabelle 4-4 mit den entsprechenden Abkürzungen gelistet.	49
Tabelle 4-6	Zusammenfassung wichtiger Parameter zur Beschreibung des direkten Kontaktes von Personen mit den Abfällen in den betrachteten Szenarien	58
Tabelle 4-7	Höchst- oder Spitzendosen für ausgewählte Radionuklide aus Abbildung 4-7	62
Tabelle 4-8	Daten zur Analyse der Berechnungsmethode zur Ableitung der verschiedenen Spitzendosen in Abbildung 4-7	63
Tabelle 4-9	Aktivitätsgrenzwerte für jedes kritische Radionuklid (CLI) und Angabe des begrenzenden Szenarios (vergleiche Tab. 15-4 in [4-02]) sowie [4-05] und [4-01]	66
Tabelle 4-10	Maximale Aktivitätskonzentrationsbegrenzung pro Fass berechnet aus dem Quellterm 2013 V2 (Tabelle 14-101 aus [4-01])	67
Tabelle 5-1	Anforderungsstruktur für das Genehmigungsverfahren [5-02]	74
Tabelle 5-2	Dosisbeschränkungen für das oberflächennahe Endlager Drigg	76
Tabelle 5-3	Zulässige Gesamtaktivitäten für die einzelnen Szenarien aus [5-01]	78
Tabelle 5-4	Berücksichtigte relevante Szenarien für das Endlager Drigg	80
Tabelle 5-5	Zur Bewertung herangezogene Szenarien für die Beschreibung des menschlichen Eindringens in das Endlager	81
Tabelle 5-6	Zusammenfassung der Parameter für die Berechnung von Strahlendosen bei kurzzeitigen Expositionen	83
Tabelle 5-7	Zusammenfassung der Parameter für die Berechnung von Strahlendosen bei langfristigen Expositionen	83
Tabelle 5-8	Maximal zulässige radiologische Gesamtaktivitäten für den oberen Stapelbereich des Endlager Drigg. Die Daten wurden von GBq/t in Bq/m ³ unter der Annahme einer Dichte von 1411,5 kg/m ³ pro ISO-Container umgerechnet.	84
Tabelle 6-1	Vergleich der Hauptmerkmale des Endlagers Dessel (Belgien) und des Endlagers Konrad (Deutschland) im Hinblick auf die Ableitung von Abfallannahmekriterien	89
Tabelle 6-2	Vergleich der maximal zulässigen Gesamtaktivitäten (bezogen auf das gesamte Endlager) für ausgewählte Radionuklide, basierend auf den Werten für das Endlager Dessel sowie das Endlager Schacht Konrad.	90
Tabelle 6-3	Vergleich der behälterspezifischen Abfallannahmekriterien für das Endlager Dessel und das Endlager Schacht Konrad	90
Tabelle 6-4	Vergleich zwischen der maximal zulässigen Gesamtaktivitäten aus dem Störfallszenario (SS) für das Endlager Schacht Konrad (Berechnet auf 10.000 Behälter) und der jeweiligen Bewertungsszenarien (BS) für das Endlager Drigg (BS 1 (Grundwasserleiter) BS 2 (Küstenerosion/Strandnutzer) und BS 3 (Küstenerosion/Meeresfrüchte))	93
Tabelle 6-5	Vergleich der maximal zulässigen Gesamtaktivität für unterschiedliche Bewertungsszenarien (BS) für das oberflächennahe Endlager Dessel und das Endlager Drigg. Für das Endlager Drigg wurden hierbei die Szenarien: BS 1 (Grundwasserleiter) BS 2 (Küstenerosion/Strandnutzer) und BS 3 (Küstenerosion/Meeresfrüchte) aufgelistet	94

ABBILDUNGSVERZEICHNIS

Abbildung 2-1	Schematische Darstellung der unterschiedlichen Grundwasserleiter für das Beispiel des Endlagers Konrad	6
Abbildung 2-2	Aufbau der technischen Barrieren bei einer oberflächennahen Endlagerstätte	7
Abbildung 2-3	Einfluss des Radionuklidtransports in den Grundwasserleiter auf verschiedene Expositionsszenarien	8
Abbildung 4-1	Verschiedene Ansichten des oberflächennahen Endlagers in Dessel: (a) Während der Betriebsphase und (b) nach der Betriebsphase. (c) Darstellung der einzelnen Monilthbehälter und (d) einen Querschnitt des Endlagers [4-10].	42
Abbildung 4-2	Überblick über die Expositionspfade im Szenario Analyse eines Bohrkerns [4-01]	51
Abbildung 4-3	Überblick über die Expositionspfade im Szenario Durchführung einer Bohrung (kleinflächig) [4-01].....	52
Abbildung 4-4	Überblick über die Expositionspfade im Szenario Bauaushub – Anlegen einer Baugrube (großflächig) [4-01].....	53
Abbildung 4-5	Überblick über die Expositionspfade im Szenario Aufenthalt nach der Bohrung [4-01]	55
Abbildung 4-6	Kombination aus Ursachen oder Wirkungen für alternative Szenarien zu Human Intrusion Szenarien [4-01]	60
Abbildung 4-7	Effektive Dosis einzelner Radionuklide und effektive Gesamtdosis über die Wasserpfade als Funktion der Zeit in Jahren [4-01].....	61
Abbildung 5-1	Darstellung des Verfahrens zur Ableitung der Anforderungen an Endlager im Vereinigten Königreich	73
Abbildung 5-2	Gewölbe und Gräben im Querschnitt von Südwesten nach Nordosten.....	82
Abbildung 5-3	Profil der unterschiedlichen Barrieren beim Endlager Drigg	82

1 ZIELSETZUNG UND STRUKTUR

In diesem Bericht sollen die Annahmekriterien für das Endlager Schacht Konrad hinsichtlich ihrer Konservativitäten zu vergleichbaren Szenarien anderer Endlager untersucht werden. Zu diesem Zweck werden deutsche, belgische und britische Endlager für die Entsorgung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle (Low Level Waste – LLW und Medium Level Waste – MLW), deren Annahmekriterien für radioaktive Abfälle (Waste Acceptance Criteria – WAC) und den WAC zugrundeliegende Szenarien betrachtet und verglichen. Der Bericht berücksichtigt dabei im Fokus radiologische Kriterien, betrachtet aber auch physikalisch-chemische (stoffliche) Kriterien. Es soll bei diesem Vergleich auch auf die unterschiedliche Natur der Endlager (tiefegeologisch, oberflächennah) eingegangen werden, um herauszustellen, welche Konservativität in Relation zum einzuhaltenden Schutzziel berücksichtigt wurde.

Im obigen Sinne werden für den Vergleich die WAC für die nachfolgenden Endlagerstandorte herangezogen:

- das tiefegeologische Endlager Schacht Konrad in Deutschland,
- das oberflächennahe Endlager (Near-surface Disposal Facility - NDF) in Dessel in Belgien und
- das oberflächennahe Endlager (NDF) Drigg im Vereinigten Königreich.

Beim Vergleich zwischen Belgien und Deutschland wird berücksichtigt, dass die Bandbreite der radioaktiven Abfälle, die in dem Endlager Dessel und in dem Endlager Schacht Konrad entsorgt werden können, nicht identisch ist. Das Aktivitätsinventar der Kat-A-Abfälle, die in dem Endlager Dessel entsorgt werden können, ist deutlich kleiner als das Aktivitätsinventar der nicht wärmeerzeugenden Abfälle, die in dem Endlager Schacht Konrad entsorgt werden können. Daher berücksichtigt der Vergleich der WAC die Hintergründe und die Unterschiede zwischen den beiden Endlagern (Sicherheitsbewertung für die Betriebsphase, Sicherheitsbewertungen für die Nachverschlussphase, langfristige Sicherheitsbewertung; für Konrad auch thermische Auswirkungen auf das Wirtsgestein zur Begrenzung des Temperaturanstiegs).

Der Vergleich geht auch qualitativ auf die unterschiedlichen Bewertungskriterien für oberflächennahe- und tiefegeologische Endlager ein. Ein quantitativer Vergleich ist jedoch aufgrund der unterschiedlichen Auslegungen der Entsorgungspfade nur eingeschränkt möglich. Der Vergleich zwischen den Endlagerstandorten in Belgien und dem Vereinigten Königreich ist einfacher, da es sich bei beiden Anlagen um oberflächennahe Endlager mit vergleichbaren Entsorgungspfaden handelt. Jedoch gilt auch hier, dass sich viele Ungewissheiten, zum Beispiel die Vorhersage gesellschaftlicher Entwicklungen und deren Einflüsse auf die jeweiligen Standorte nur eingeschränkt in Zahlenwerte gefasst werden können. Der Vergleich der WAC-Sätze kann direkt anhand der Werte und der für ihre Ableitung verwendeten radiologischen Modelle durchgeführt werden, wobei es bei den jeweiligen Bewertungsszenarien zur Herleitung der entsprechenden WAC zu Unterschieden kommen kann.

Dieser Bericht ist wie folgt gegliedert:

- Abschnitt 2 beschreibt im Sinne einer Einleitung übersichtsartig das Wesen der unterschiedlichen Endlagertypen, tiefegeologisch bzw. oberflächennah und deren Bezug zu relevanten Szenarien, aus denen sich Abfallannahmekriterien ableiten lassen.
- Abschnitt 3 behandelt die radiologischen WAC dem Endlager Schacht Konrad (Deutschland) und Einzelheiten zur Ableitung dieser WAC und die stofflichen WAC.
- Abschnitt 4 behandelt die radiologischen WAC des Endlagers Dessel (Belgien), Einzelheiten zur Ableitung dieser WAC und die stofflichen WAC.
- Abschnitt 5 enthält die radiologischen WAC des oberflächennahen Endlagers Drigg (UK), Einzelheiten zur Ableitung dieser WAC und die stofflichen WAC.
- Abschnitt 6 enthält den Vergleich der jeweiligen radiologischen WAC der oberflächennahen Endlager bzw. Dessel mit denjenigen des Endlagers Schacht Konrad.
- In Abschnitt 7 werden Schlussfolgerungen aus dem in 6 durchgeführten Vergleich gezogen.
- Abschnitt 8 enthält die Referenzen.

2 EINLEITUNG

Im Allgemeinen werden die Annahmekriterien für radioaktive Abfälle (Waste Acceptance Criteria – WAC) entwickelt, um den sicheren Betrieb einer Anlage zu gewährleisten. Sie basieren in der Regel auf einer Ereignisanalyse und den potenziellen Ableitungen während des normalen Betriebs der jeweiligen Anlage sowie auf potentiellen Freisetzungen, die im normalen Betrieb nicht vorgesehen sind und durch Störfälle wie Unfälle und Notfälle verursacht werden. Die Festlegung geeigneter WAC stellt sicher, dass die gesetzlichen Grenzwerte für Ableitungen eingehalten werden. Berücksichtigung bei der Entwicklung der WAC finden die für den Betrieb der Anlage vorgesehenen Prozesse und Technologien sowie mögliche, betriebspezifische Störfallereignisse. Auch wenn die Verfahren und Technologien an verschiedenen Standorten ähnlich sein können, müssen sie immer die Besonderheiten des Standorts berücksichtigen, z. B. die Abfallströme, das Abfallaufkommen, die örtlichen ökologischen und geologischen Bedingungen und die geltenden Vorschriften.

Ferner muss bei der Entwicklung geeigneter WAC berücksichtigt werden, dass die Mechanismen, die zur Freisetzung von Radionukliden führen können, sich in der Betriebs- als auch der Nachbetriebsphase mitunter stark unterscheiden. Während der Betriebsphase müssen die Abfallgebinde allen vorhersehbaren anormalen Handhabungsbedingungen standhalten. In der Nachbetriebsphase sind die wichtigsten Prozesse, die die Isolierfähigkeit eines Endlagersystems beeinträchtigen können, die allmähliche Zersetzung der konditionierten Abfälle und ihrer Behälter sowie Szenarien, die bei oberflächennahen Endlagern beispielsweise auf das Eindringen von Menschen von außen beruhen (Human Intrusion Scenarios – HIS), bei tiefeingeologischen Endlagern auf einem Wasserzutritt zu den Abfällen. Das Eintreten bestimmter Störfälle ist dabei stark vom Typ des Endlagers abhängig. Während betrieblich bedingte Störfälle bei der Handhabung der Endlagerbehälter grundsätzlich möglich sind, unterscheiden sich die Wahrscheinlichkeiten für den Eintritt eines Störfalles für HIS für tiefeingeologische- und oberflächennahe Endlager erheblich. Doch nicht nur durch die Art des Endlagers können sich drastisch unterschiedliche Entwicklungen eines Endlagers ergeben. Beispielsweise kann es durch die Berücksichtigung von standortspezifischen Erosionsszenarios zu deutlich unterschiedlichen Risikobewertungen gleichartiger Endlagertypen kommen.

Um die vorhersehbare Entwicklung des Endlagers zu beschreiben, werden generell Referenzbeziehungsweise Entwicklungsszenarien verwendet. Die Entwicklungsszenarien entsprechen dabei der vorhersehbaren Entwicklung des Endlagers in Bezug auf die wahrscheinlichsten Auswirkungen von bestimmten oder sehr wahrscheinlichen bis hin zu eher unwahrscheinlichen Ereignissen. In Deutschland werden für das Endlager Schacht Konrad beispielsweise Transportunfälle wie der Aufprall von Behältern nach dem Absturz aus prozessbedingten, realistischen Fallhöhen, bis hin zu mechanischen und thermischen Belastungen.

Um ein bestimmtes Risiko, welches mit dem entsprechenden Szenario einhergeht, zu bestimmten, fließen in diese Entwicklungsszenarien die Eintrittswahrscheinlichkeit und das voraussichtliche Schadensausmaß mit ein, welche mit einer bestimmten Unsicherheit berücksichtigt werden müssen.

Um Freisetzung von Aktivitäten (in Höhe wie auch in Eintrittswahrscheinlichkeit) einschränken zu können, werden bestimmte Anforderungen an die Abfallgebinde formuliert. Bei diesen Anforderungen handelt es sich dann um die jeweiligen nationalen, standortspezifischen Einschränkungen, unter deren Berücksichtigung es bei den in den jeweiligen Entwicklungsszenarien zu einer Einhaltung des nationalen Regelwerkes oder zu einem vernachlässigbaren Risiko gekommen ist. In der nachfolgenden Tabelle 2-1 sind beispielhaft einige Eigenschaften von Abfällen aufgelistet. Die jeweiligen Anforderungen an die einzulagernden Abfallgebinde beziehen sich dann beispielsweise auf einzelne radiologische oder stoffliche (chemische bzw. physikalische) Eigenschaften der Abfälle in den betrachteten Abfallgebinden.

Tabelle 2-1 Beispielhafte Auflistung von radiologischen, chemischen und physikalischen Eigenschaften von Abfällen

Radiologische Eigenschaften	Chemische Eigenschaften		Physikalische Eigenschaften
Radionuklidinventar	Chemische Zusammensetzung	Komplexierung- und Chelatbildung	Wasser-/Gasdurchlässigkeit (Permeabilität und Porosität)
Eingelagerte Aktivitäten	Giftigkeit	Feuerbeständigkeit	Strukturelle Stabilität
Strahlenbeständigkeit	Freie Flüssigkeiten	Gasbildung	Hohlräume
Homogenität	Explosivität	Korrosionsbeständigkeit der Abfallgebinde	Mechanische Widerstandsfähigkeit der Abfallgebinde
Kritikalitätssicherheit	Auslaugung	Biologische Stabilität	Hitzebeständigkeit
Dosisleistung			Wärme

Bei dem in diesem Bericht vorgenommenen Vergleich ist zu beachten, dass die Bandbreite der radioaktiven Abfälle zwischen den einzelnen Endlagern nicht identisch sind. Bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle findet üblicherweise eine Unterscheidung der Abfälle gemäß ausgewählter

Kriterien statt, wobei es sich häufig bei der Langlebigkeit der Abfälle um ein wichtiges Unterscheidungsmerkmal handelt. Abfälle mit vergleichsweise kürzeren Halbwertszeiten können in den oberflächennahen Entsorgungsanlagen verwahrt werden, währenddessen sich die geologischen Tiefenendlager für die Endlagerung langlebiger Abfälle besser eignen. Unabhängig von der Langlebigkeit der Abfälle sind Endlager generell dafür ausgelegt, durch die Kombination verschiedener Barrieren den sicheren Einschluss der Abfälle zu gewährleisten. Jedoch muss berücksichtigt werden, dass auch begünstigt durch fortschreitende chemische Zersetzung der radioaktiven Abfälle eine langsame Freisetzung von Teilen des verbleibenden Radionuklidinventars stattfinden kann, welcher auch in den verschiedenen Sicherheitsbewertungen unter anderem in den Limitierungen für die WAC berücksichtigt wird. So ist beispielsweise der Aktivitätsbereich der Abfälle, welche in dem Endlager Dessel entsorgt werden können, deutlich kleiner als der Aktivitätsbereich der nicht wärmeerzeugenden Abfälle, die in dem Endlager Schacht Konrad entsorgt werden können.

Für oberflächennahe Endlager ist die Dauer des benötigten Einschlusses der radioaktiven Abfälle von Relevanz für die Sicherheitsbewertung und somit auch die Frage nach der Langlebigkeit der entsprechenden Barrieren und des ggf. für den Einschluss benötigten gewählten Behälterkonzepts. Es gibt für die oberflächennahen Anlagen unterschiedliche Anlagentypen: (a) Oberflächennahe Anlagen bestehend aus Endlagereinheiten, die sich entweder oberhalb (Erdhügel) oder unterhalb (Gräben, Gruben) der ursprünglichen Erdoberfläche befinden und (b) Anlagen, in denen die Abfälle in einer größeren Tiefe wie beispielsweise in Gesteinshohlräumen werden. Bei dem Endlager Dessel und dem oberflächennahen Endlager Drigg handelt es sich jeweils um Endlager des erstgenannten Typs. Infolgedessen ist ein besonderes Merkmal das Erfordernis der Sicherstellung einer institutionellen Kontrolle über den Endlagerstandort um die Abfälle vor menschlichen Eingriffen und anderen Prozessen zu schützen, die die Integrität der Einschlussbarrieren verringern können. Demzufolge sind in den Sicherheitsbewertungen für diese Anlagen auch die Szenarien für menschliches Eindringen von besonderer Relevanz. Eine Übersicht über die unterschiedlichen Typen von Endlager zur Entsorgung radioaktiver Abfälle und dort betrachtete Szenarien für menschliches Eindringen ist in Tabelle 2-2 aufgelistet.

Tabelle 2-2 Vergleich von unterschiedlichen Endlagertypen und typische Szenarien für menschliches Eindringen

Variante	Abfallart	Bewertungsszenarien	Bemerkung
Tiefengeologisches Endlager in Wirtsgesteinen oder Minenanlagen (Tiefe >200 m)	- HLW - Langlebige Abfälle	- Bohrung durch Abfallbehälter - Bohrung durch Anlagenwände - Freilegung durch Bergbau	Wahrscheinlichkeit für ein Eindringen ist sehr gering
Oberflächennahes Endlager in Hohlräumen von Felsen	- LILW - LILW welche WAC von oberflächennahen Endlager in geringer Tiefe überschreiten	- Bohrung durch Abfallbehälter - Bohrung durch eine Ansammlung von kontaminiertem Wasser - Freilegung durch Bergbau	Bohrungen in der Nähe des Abfall-entsorgungsanlage sind nicht auszuschließen
Oberflächennahes Endlager in größeren Einschlüssen oder Bohrlöchern	- Radioaktive Quellen - LILW welche WAC von oberflächennahen Endlager in geringer Tiefe überschreiten	- Bohrung durch Abfallbehälter - An- und Bewohner Szenarien	Die Wahrscheinlichkeit für das Eindringen durch Bohrungen ist generell kleiner als bei oberflächennahen Endlagern in Hohlräumen von Felsen
Oberflächennahes Endlager in geringer Tiefe	LILW	- An- und Bewohner Szenarien - Konstruktionsszenarien	Die Wahrscheinlichkeit von menschlichen Eindringen nach Ende der institutionellen Kontrolle sind hoch
Oberflächennahes Endlager mit großem Volumen	- Uran und Thorium Abfälle aus dem Bergbau - NORM	- An- und Bewohner Szenarien - Konstruktionsszenarien	Die Wahrscheinlichkeit von menschlichen Eindringen nach Ende der institutionellen Kontrolle sind hoch

Bei der tiefengeologischen Endlagerung von radioaktiven Abfällen hingegen sind bei der Sicherheitsbewertung andere Szenarien zu bewerten, da beispielsweise die Wahrscheinlichkeit, radioaktive Abfälle freizulegen z. B. durch das Anlegen einer Brunnenanlage, beim Errichten von Häusern mit Unterkellerung oder auch beim Errichten üblichen zivil genutzten Gebäudestrukturen, nicht vorhanden ist.

Tiefengeologische Endlager umfassen im Allgemeinen eine Vielzahl von technischen Barrieren zusätzlich zu der geologischen Umgebung und eignen sich demzufolge auch für hochradioaktive Abfälle. Während die Barrieren bei der Oberflächenlagerung sich lediglich auf das Gebäude und die Behälter beschränken, müssen bei der Sicherheitsbewertung für tiefengeologische Endlager auch das Verhalten der Barrieren der geologischen Formation und der Bergwerksverschluss berücksichtigt werden. Es sind demzufolge andere Kriterien für die Rückhaltefähigkeit für Radionuklide anzulegen.

Generell unterscheiden sich bei der Sicherheitsbewertung für tiefengeologische Endlager und oberflächennahe Endlager die Risikobetrachtungen, welche direkt mit der Eintrittswahrscheinlichkeit zusammenhängen. Für eine Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem Endlager in die Biosphäre müssen die Radionuklide bei einem tiefengeologischen Endlager beispielsweise weite Strecken durch Gesteins- und Tonschichten transportiert werden und demzufolge berücksichtigen die Sicherheitsbewertungen lange Verzögerungen für den Radionuklidtransport.

Im nachfolgenden soll anhand der Freisetzung von Radionukliden in den Grundwasserpfad kurz darauf eingegangen werden, dass ein rein numerischer Vergleich der WAC für tiefengeologische Endlager mit WAC für oberflächennahe Endlager für eine realitätsnahe Betrachtungsweise lediglich ein unvollständiges Bild liefern kann.

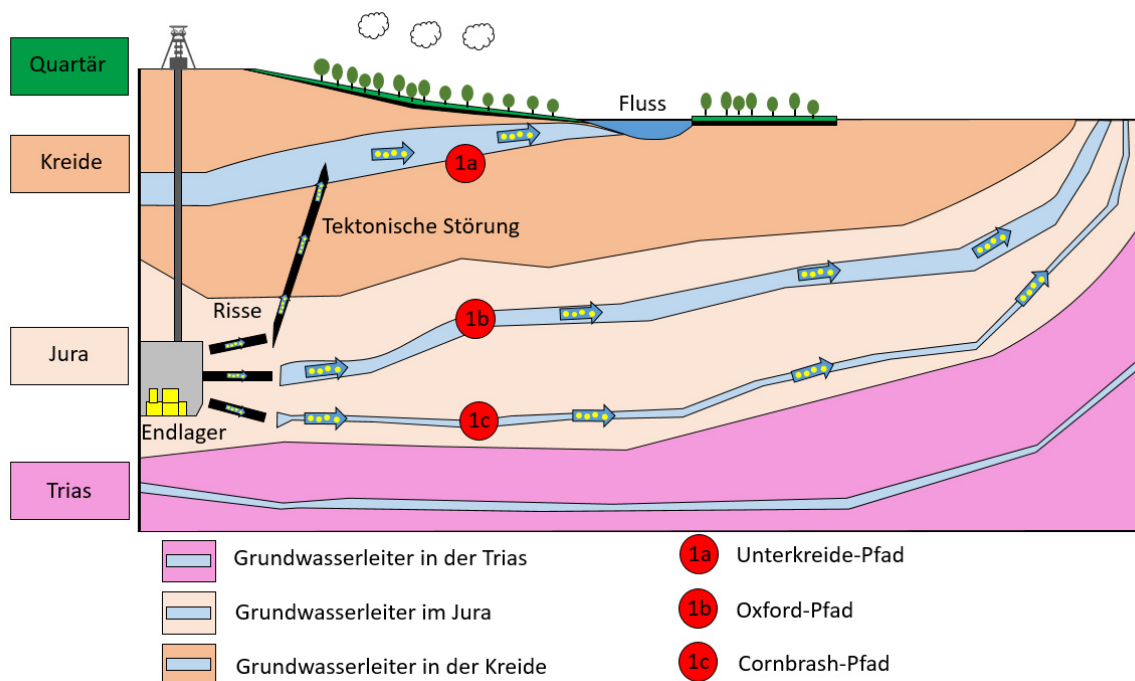


Abbildung 2-1 Schematische Darstellung der unterschiedlichen Grundwasserleiter für das Beispiel des Endlagers Konrad

Abbildung 2-1 illustriert ein Grundwasser Szenario Modell für die tiefegeologische Endlagerung von radioaktiven Abfällen. Für eine Freisetzung müssen die entsprechenden Radionuklide durch Gesteins- und Tonschichten wandern. Grundsätzlich handelt es sich bei Gesteinen um aggregierte Mineralien, welche als poröses Medium betrachtet werden können. Dies bedeutet, dass ein Radionuklidtransport durch diese Schichten mittels Diffusion nicht ausgeschlossen werden kann. In Fällen, in denen die grundwasservermittelte Bewegung von Materialien sehr langsam ist, wie in großen Tiefen, kann die durch Diffusion angetriebene Bewegung von Radionukliden folglich nicht ignoriert werden. Der Transport der Radionuklide geschieht durch Advektion und Dispersion, während es durch das Gestein diffundiert und sorbiert. Die Radionuklide, die sich auf diese Weise durch den Riss im Gestein bewegen, können im Anschluss in sogenannte tektonische Störungszonen mit erhöhter Durchlässigkeit gelangen (1 a). Die Radionuklide, welche durch die Störungszone gewandert sind, treten anschließend in den oberflächennahen Grundwasserleiter ein und gelangen in die Biosphäre. Eine Freisetzung in tieferliegende Grundwasserleiter kann ebenfalls über längere Transportwege zu einer Freisetzung führen (1b + 1c). Für das Endlager Schacht Konrad wurden insgesamt drei unterschiedliche Fließpfade (1a – 1c) identifiziert und als drei Ausbreitungsszenarien untersucht. Idealerweise weisen die Standorte für tiefegeologische Endlager jedoch eine niedrige Durchlässigkeit auf, so dass eine Freisetzung von Radionukliden stark verzögert wird. Radionuklide welche von Gesteinen nur wenig zurückgehalten werden, wie insbesondere I-129, breiten sich etwa mit der Grundwassergeschwindigkeit aus. Im Falle des Endlagers Schacht Konrad erreicht beispielsweise das Maximum der Konzentration im oberflächennahen Grundwasser nach größenordnungsmäßig 300 000 Jahren das oberflächennahe Grundwasser. Andere Szenarien, wie die Freisetzung über den Schacht können hierbei als unrealistisch angesehen werden.

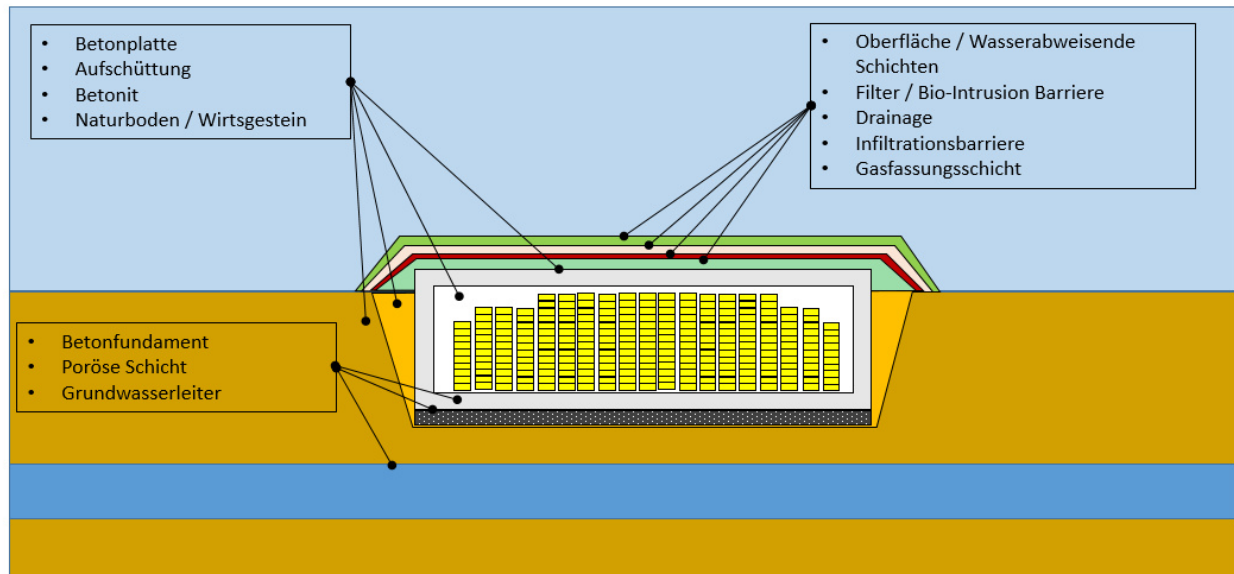


Abbildung 2-2 Aufbau der technischen Barrieren bei einer oberflächennahen Endlagerstätte

Im Gegensatz zu einem tiefeingeologischen Endlager beruht die Schutzfunktion vor dem Austritt von radioaktiven Stoffen bei einem oberflächennahen Endlager hauptsächlich auf technischen Barrieren (vergleiche Abbildung 2-2). Eine wichtige Rolle spielt dabei, das Endlager vor eintretendem Wasser zu schützen. Hierfür werden Drainagen angelegt und wasserabweisende Schichten verwendet. Zusätzlich können solche Endlager oftmals noch mit einer teils wasserabweisenden Betonplatte verschlossen und in Betonit eingebettet werden. Auch ein Betonfundament aus Spezialbeton mit wasserabweisenden Eigenschaften kann verwendet werden. Kommt es jedoch trotzdem zu einem ungewollten Eintritt von Wasser in das Endlager ergibt sich ein ungleiches Bild zu den tiefeingeologischen Endlager, da die natürlichen Barrieren zum Grundwasserleiter deutlich geringer ausfallen, wie die nachfolgende, beispielhafte Abbildung 2-3 zeigt, wenn eine Freisetzung radioaktiver Stoffe unmittelbar in den Grundwasserleiter und dieser beispielsweise direkt in einen Fluss einleitet.

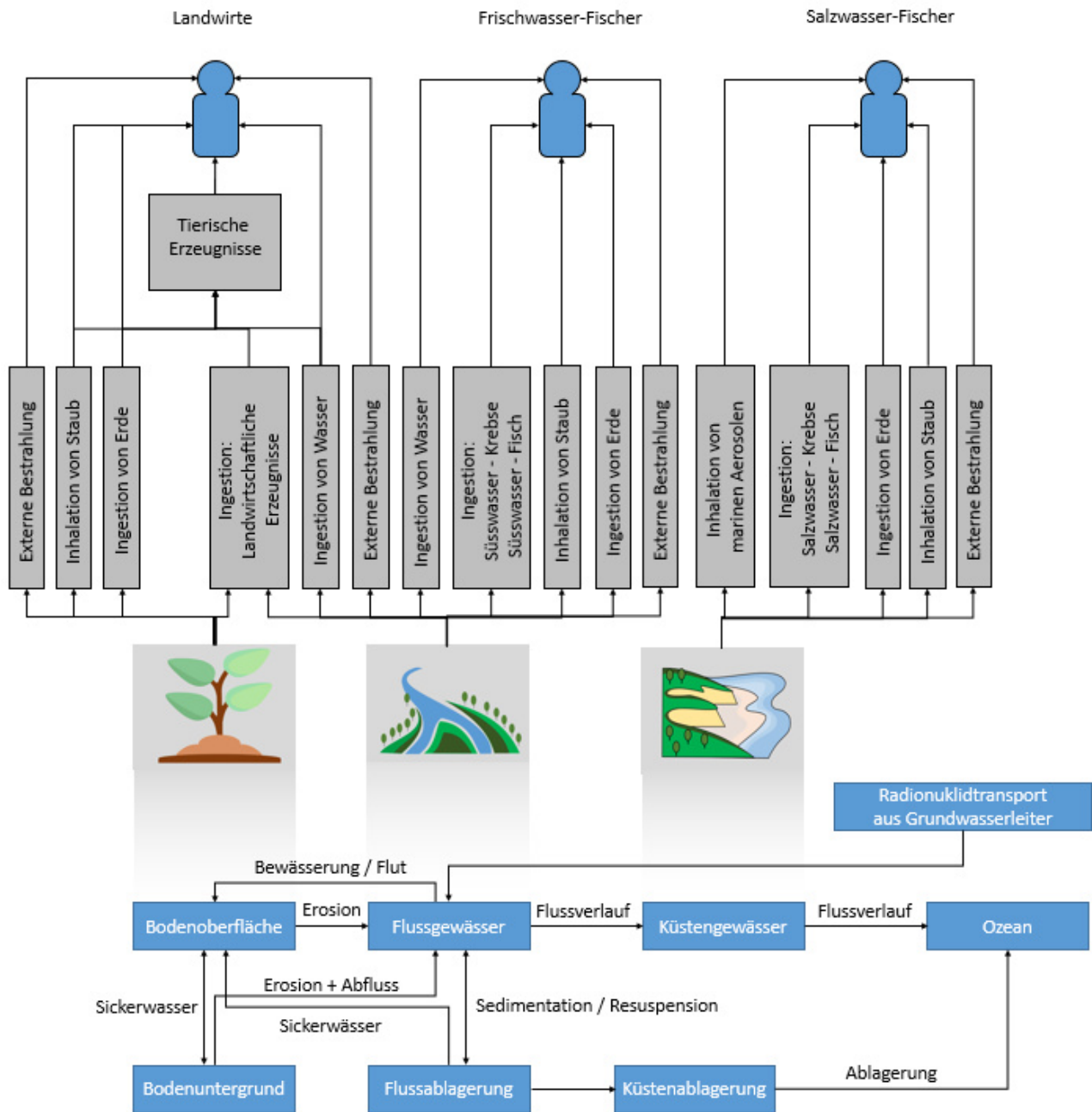


Abbildung 2-3 Einfluss des Radionuklidtransports in den Grundwasserleiter auf verschiedene Expositionsszenarien

3 ANNAHMEKRITERIEN FÜR DIE ENTSORGUNG VON RADIOAKTIVEN ABFÄLLEN IN DEM ENDLAGER SCHACHT KONRAD

3.1 Zugrundeliegende Dokumente

Die verschiedenen Szenarien, auf deren Basis die Annahmebedingungen für das Endlager Schacht Konrad hergeleitet wurden, finden sich in den Unterlagen, die im Zusammenhang mit dem Planfeststellungsverfahren bzw. dem Planfeststellungsbeschluss für das Endlager Schacht Konrad erstellt wurden, u.a.:

- Anforderungen an endzulagernde Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014) – Endlager Schacht Konrad – [3-01]
- Konrad Dokument 261: Systemanalyse Konrad, Teil 3: Ableitung von Aktivitätsgrenzwerten für die betriebliche Praxis der Einlagerung radioaktiver Abfälle; Mai 1988, GRS-A-1452 [3-02]
- Konrad Dokument 262: Systemanalyse Konrad, Teil 3: Grundlagen der Ableitung von Aktivitätsbegrenzungen für den bestimmungsgemäßen Betrieb der Schachanlage Konrad; März 1995, GRS-A-1522 [3-03]
- Systemanalyse Konrad, Teil 3: Analyse der Ereignisse Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwellen auf die Schachanlage Konrad (Radiologisch-konventioneller Risikovergleich), Januar 1988, GRS-A-1401 [3-04]
- Systemanalyse Konrad, Teil 3: Ermittlung und Klassifizierung von Störfällen, Mai 1989, GRS-A-1504 [3-05]
- Systemanalyse Konrad, Teil 3: Bestimmung störfallbedingter Aktivitätsfreisetzung, November 1987, GRS-A-1389 [3-06]
- Systemanalyse Konrad, Teil 2: Eignungsprüfung Konrad für die Endlagerung - Störfallbetrachtungen und Sicherheitskonzepte für die Betriebs- und Nachbetriebsphase, 1982, gsf [3-07]
- Überprüfung des unfallbedingten Freisetzungsverhaltens bei der Beförderung radioaktiver Stoffe („Transportstudie Konrad“), Oktober 2017, GRS – 482 [3-08]
- Endlager Schacht Konrad – Stoffliste Stand: Oktober 2010 [3-09]
- Systemanalyse Konrad, Teil 2, Signifikanz einer Modellkurve "800 °C/1 h" für den Temperatur-Zeit- Verlauf hinsichtlich der Auswirkungen eines Transportfahrzeugbrandes untertage, Mai 1985, Köln, GRS-A-1094 [3-16]
- Analyse der Sicherheit bei der Beförderung und Lagerung radioaktiver Stoffe – Quantifizierung der Freisetzung bei Transport- und Handhabungsunfällen, Juli 2005, Köln, GRS – A – 3265 [3-17]

In dem Dokument „Anforderungen an endzulagernde Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014) – Endlager Schacht Konrad [3-01] – werden unter anderem die radiologischen Anforderungen an die Abfallprodukte festgelegt. Dabei werden diese für unterschiedliche Abfallproduktgruppen und Abfallbehältertypen unterschieden, da letztere beispielsweise jeweils einen unterschiedlichen Schutz gegen mechanische und thermische Einwirkungen bieten und

demzufolge bei Unfällen zu unterschiedlichen Freisetzungsmechanismen und damit verbundenen Risikopotentialen während des Transports, des Betriebes und der Einlagerung sowie bei der langfristigen Freisetzung in die Biosphäre führen.

3.2 Die radiologischen WAC für das Endlager Schacht Konrad

3.2.1 Einführung und Aufbau der WAC

Die WAC für das Endlager Schacht Konrad sind in dem Dokument *"Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014) - Endlager Schacht Konrad* [3-01] festgelegt. Die Anforderungen betreffen dabei u.a. maximal zulässige Aktivitäten für Abfallgebinde (Aktivitätsgrenzwerte). Neben der Langzeitsicherheit werden in Deutschland bei der Herleitung der WAC auch Überlegungen zu den Strahlenexpositionen während der Betriebsphase des Endlagers Schacht Konrad auf die Zivilbevölkerung und das Betriebspersonal mitberücksichtigt. Gleichzeitig sind die potentiellen radiologischen Auswirkungen nach betrieblich bedingten Störfällen von besonderer Bedeutung.

Während des **Normalbetriebs** treten Strahlenexpositionen auf, welche durch künstliche oder natürliche Radionuklide verursacht werden. Bei der Handhabung der Behälter kommt es über- und untertage zu Direktstrahlung für das Betriebspersonal [3-10] Hierbei sollte angemerkt werden, dass jegliche Direkt- und Streustrahlung bei untätiger Handhabung vollständig von der Umwelt abgeschirmt wird und somit ausschließlich für das Betriebspersonal von Relevanz ist. Für die Umwelt typische Strahlenexpositionen entstehen durch radioaktive Ableitungen radioaktiver Stoffe aus den Anlagen und mit dem Abwettern, welche laut Planfeststellungsbeschluss [3-11] für das Endlager Schacht Konrad signifikant zur Gesamtdosis der Bevölkerung beitragen können.

Neben den Strahlenexpositionen im Normalbetrieb werden im Rahmen der Ermittlung der WAC auch **Störfälle** betrachtet. Hierbei werden explizit Störfälle berücksichtigt, in denen es zu Freisetzungen radioaktiver Stoffe kommt. Hierbei werden bei dem Endlager Schacht Konrad zwei unterschiedliche Fälle betrachtet. Kommt es bei der Handhabung von Abfallgebinden zu einem Störfall, so können grundsätzlich zwei unterschiedliche Szenarien in Betracht gezogen werden. (a) Es kommt zu einer Einhaltung der Störfallplanungswerte oder (b) es kommt zu einer Auslegungsüberschreitung, d. h. der Störfallplanungswert wird überschritten. Störfälle mit beladenen Transport- und Lagerbehältern werden dabei in unterschiedlichen betriebsnahen Szenarien betrachtet. So kann es beispielsweise zu einem Absturz und einen Aufprall eines Behälters bei der Transporthandhabung kommen. Auch Brände in der Schachanlage sind betrachtete Störfallszenarien, welche zur Herleitung der WAC für das Endlager Schacht Konrad verwendet wurden.

Die Aktivitätsgrenzwerte sind in verschiedenen Tabellen des Anhang II von [3-01] aufgeführt. Die Erläuterungen zu den verschiedenen Tabellen der Aktivitätsgrenzwerte werden in diesem Dokument wie folgt zitiert:

"Die Garantiewerte pro Abfallgebinde sind in Anhang II/Tabelle 2 aufgeführt. Bei Einhaltung der Garantiewerte und der sonstigen Anforderungen an das betreffende Abfallgebinde sind an dessen

Annahme durch das Endlager keine weiteren Bedingungen geknüpft. Die Garantiewerte für die einzelnen Radionuklide und Radionuklidgruppen können gleichzeitig ausgeschöpft werden.... Die aus der **Sicherheitsanalyse für den Normalbetrieb** des Endlagers Konrad abgeleiteten Garantiewerte für vier Radionuklide (H-3, C-14, I-129, Ra-226) und zwei Radionuklidgruppen (nicht spezifizierte sonstige Alpha und Beta/Gamma-Strahler) sind in Tabelle 2 zusammengefasst; zusätzlich ist der Garantiewert für Kr-85 angegeben."

"Die aus den **Störfallanalysen** abgeleiteten Aktivitätsgrenzwerte der radiologisch wichtigsten Radionuklide (Leitnuklide), der nicht spezifizierten sonstigen Alpha- und Beta-/Gamma-Strahler sowie weiterer Radionuklide (Einzelnuklide) sind in den **Tabellen 3 und 4** zusammengefasst.

Die Aktivitätswerte für Leitnuklide, nicht spezifizierte andere Alpha- und Beta-/Gamma-Strahler und andere Radionuklide, die aus den Untersuchungen zum **thermischen Einfluss auf das Wirtgestein** abgeleitet wurden, sind in den **Tabellen 5 und 6** aufgeführt. Die aus den **Kritikalitätssicherheitsanalysen** abgeleiteten Aktivitätswerte bzw. Massen für spaltbare Stoffe sind in den **Tabellen 7a und 7b** angegeben; zulässige Aktivitäten bzw. Massen für höhere spaltbare Aktinoide sind in Anhang III.4 angegeben. Die Überprüfung der Einhaltung der Tätigkeitsbegrenzungen, d. h. die Anwendung der **Tabellen 2 bis 7a** aus Anhang II, ist in Anhang III beschrieben.

Aus der Sicherheitsanalyse für die Nachbetriebsphase wurden maximal speicherbare Aktivitäten relevanter Radionuklide und Radionuklidgruppen abgeleitet; sie sind in **Tabelle 8** aufgeführt. Aus den durchgeführten Untersuchungen ergaben sich jedoch keine abfallgebindespezifischen Aktivitätsgrenzwerte. Die **maximal speicherbaren Aktivitäten** relevanter Radionuklide und Radionuklidgruppen am Ende der Betriebsphase des Endlagers Konrad sind in **Tabelle 8** angegeben; mittlere Aktivitätskonzentrationen dieser Radionuklide und Radionuklidgruppen sind in **Tabelle 9** zusammengestellt. Aufgrund neuerer Erkenntnisse über radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung können diese Abfälle zusätzliche Radionuklide enthalten, die in der Regel nur einzeln in den betreffenden Abfallgebinden mit jeweils sehr geringen Aktivitäten verteilt sind. Diese Radionuklide sind in **Tabelle 10** zusammengefasst. Sie gehen über das Radionuklidspektrum hinaus, das der standortspezifischen Sicherheitsanalyse für das Endlager Schacht Konrad zugrunde lag und in den Endlagerungsbedingungen Konrad, Stand: Dezember 1995. Vor diesem Hintergrund wurden sie im Hinblick auf eine Erweiterung des Konrad-Radionuklidspektrums überprüft und bewertet /43/. Demnach können die zusätzlichen 91 Radionuklide gemäß Anhang II/Tabelle 10, die über die in **Anhang II/Tabellen 2 bis 7 b** und Anhang III.4 aufgeführten Radionuklide hinausgehen, für die Endlagerung akzeptiert werden, wenn ihre Aktivitätswerte jeweils

- das 10^{-4} -fache der Aktivitätsgrenzwerte der in Anhang II/Tabelle 3 (Störfallanalyse) aufgeführten, nicht spezifizierten sonstigen Alpha- und Beta-/Gamma-Strahler, und
- 10^{-4} mal die Aktivitätsgrenzwerte der nicht spezifizierten anderen Alpha- und Beta-/Gamma-Strahler, die in Anhang II/Tabelle 5 (Analyse der thermischen Beeinflussung des Wirtgesteins) aufgeführt sind.

Bei Überschreitung dieser Werte wird die Endlagerung nicht akzeptiert.

Für Radionuklide, die in radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung zusätzlich zu den in Anhang II/Tabellen 2 bis 7b und 10 sowie in Anhang III.4 aufgeführten enthalten sein können, ist eine Einzelfallprüfung (gesonderte Sicherheitsbewertung) durch das BfS erforderlich."

Aus dieser Übersicht geht hervor, dass es vier verschiedene Ansätze zur Berechnung der Aktivitätsgrenzwerte in Abfallgebinden gibt:

- die Sicherheitsanalyse der Betriebsphase, sowohl für Situationen über Tage als auch im Bergwerk, die zu Aktivitätsgrenzwerten für jedes Abfallpaket führt,
- der thermische Einfluss, den der radioaktive Zerfall in den Abfallgebinden auf das Wirtsgestein haben kann, um zu gewährleisten, dass die Grenztemperaturen unter akzeptablen Werten liegen, was zu Aktivitätsgrenzwerten für jedes Abfallgebinde führt,
- die sichere Vermeidung der Kritikalität, für die die Aktivitäten und die Massen an spaltbarem Material begrenzt sind, was zu Aktivitätsgrenzen für jedes Abfallgebinde führt,
- die Sicherheitsanalyse für die Nachverschlussphase des Endlagers, die zu Aktivitätsgrenzwerten für das gesamte Endlager, aber nur für eine kleine Anzahl von Nukliden führt.

3.2.2 Festlegung der radiologischen Kriterien für die Entwicklung der WAC

Eine gesetzliche Festlegung der zulässigen Störfallplanungswerte findet sich in der Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) in §104 Begrenzung der Exposition durch Störfälle. Demnach hat der Strahlenschutzverantwortliche dafür zu sorgen, dass bei der Planung baulicher oder sonstiger technischer Schutzmaßnahmen gegen Störfälle höchstens die festgelegten Körperdosen zugrunde gelegt werden. Die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Planungswerte sind in der nachfolgenden Tabelle 3-1 aufgeführt. Für das Endlager Schacht Konrad gilt ferner, dass sich der damalige Antragsteller verpflichtet hat eine Ausschöpfung des Störfallplanungswert der effektiven Dosis auf 20 mSv/a einzuhalten, was lediglich 40 % des Störfallplanungswertes nach StrlSchV entspricht.

Tabelle 3-1 Störfallplanungswerte gemäß Strahlenschutzverordnung aus [3-12]

Körperdosis	Planungsdosis gemäß StrSchV
Effektive Dosis	50 mSv
Organ-Äquivalentdosis der Schilddrüse	150 mSv
Organ-Äquivalentdosis der Haut, der Hände, der Unterarme, der Füße und Köchel	500 mSv
Organ-Äquivalentdosis der Augenlinse, der Keimdrüsen, der Gebärmutter und des Knochenmarks (rot)	50 mSv
Organ-Äquivalentdosis der Knochenoberfläche	300 mSv
Organ-Äquivalentdosis des Dickdarms, der Lunge, des Magens, der Blase, der Brust, der Leber, der Speiseröhre und anderer Organe und Gewebe	150 mSv

3.2.3 Herleitung der verschiedenen Störfallszenarien

Die verschiedenen Szenarien zu Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus den Abfallgebinden werden in [3-05] eingeführt. Hierbei finden Störfälle aufgrund mechanischer und thermischer Einwirkungen auf Abfallgebinde Berücksichtigung, welche während der unterschiedlichen Betriebsabläufe eintreten können:

- Thermischer Störfall: Brand eines Transportfahrzeuges auf einer Transportstrecke
- Mechanischer Störfall: Absturz einer Transporteinheit in der Einlagerungskammer mit einer maximalen Fallhöhe von 5 m
- Mechanischer Störfall: Absturz einer Transporteinheit in der Pufferhalle mit einer maximalen Fallhöhe von 3 m
- Mechanischer Störfall: Absturz einer Transporteinheit in der Umladehalle mit einer maximalen Fallhöhe von 3 m

Als mögliche Freisetzungsorte wurde für die ersten beiden Störfälle der Durchlass von Schacht 2, sowie für die Störfallszenarien drei und vier der Abluftkamin festgelegt. Für die Berechnung des Freisetzungsverhaltens wurde in [3-13] eine Aktivität des Einzelnuklides von $3,7\text{E}+10$ Bq (1 Ci) angenommen. Für Zerfallsketten wurden die jeweiligen Tochternuklide berücksichtigt, die mit einer Zerfallszeit von jenseits 30 Jahren gebildet werden. Die jeweiligen Störfallrechnungen wurden nach Störfallereignis und Abfallproduktgruppe (APG 01 – 06) für die jeweiligen Abfallbehälterklassen (ABK 1 – ABK 2) getrennt durchgeführt. Alle Abfallproduktgruppen sind in der nachfolgenden Tabelle 3-2 exemplarisch gelistet.

Tabelle 3-2 Zuordnung der Abfallproduktgruppen aus [3-01]

Abfallproduktgruppe	Abfallbeschreibung
01	z.B. Bitumen- und Kunststoffprodukte
02	z.B. Feststoffe
03	z.B. metallische Feststoffe
04	z.B. Presslinge
05	z.B. zementierte/betonierte Abfälle
06	z.B. Konzentrate

Die Abfallgruppen unterscheiden sich gemäß Tabelle 3-2 in ihren Zusammensetzungen. Gleichzeitig werden an Abfälle der APG 01 und 02 keine Anforderungen an Fixierung und Immobilisierung des Abfallproduktes gestellt. Zur Abfallproduktgruppe zählen nur metallische Feststoffe wie beispielsweise Werkstoffe von Einbauteilen eines Reaktors. Wichtig ist hierbei zu beachten, dass pulverförmiges Borcarbid aus SWR-Steuerstäben ebenfalls in Abfällen der APG 03 gefunden werden kann, wobei sich gezeigt hat, dass der mittlere Partikeldurchmesser des Borcarbids circa 100 µm beträgt. Zusätzlich kann davon ausgegangen werden, dass der Massenanteil an Borcarbid weniger als 10 % Gewichtsanteil beträgt. Abfälle der APG 04 müssen formstabil kompaktiert sein, was wiederum dazu führt, dass maximal 1 % des Abfallproduktes mobil sein darf, wie beispielsweise Pulver außerhalb verpresster Kartuschen. Bei Abfällen der APG 05 handelt es sich um zementierte, betonierte Abfallstoffe und die gesamte Radioaktivität aus dem Rohabfall in die Zementmatrix übergegangen ist. Abfälle der APG 06 liegen getrocknet vor und bilden in diesem Zustand einen festen Körper, dessen Zerkleinerungseigenschaften denen von zementierten Abfallstoffen ähnelt. Für Abfallprodukte der Abfallgruppen APG 05 und 06 liegen die Freisetzungsparemeter für den mechanischen Lastfall im Bereich 10E-3 der Freisetzungsparemeter für den thermischen Lastfall.

Hinsichtlich der verwendeten Verpackungen wird in [3-01] zwischen zwei unterschiedlichen Behälterklassen unterschieden:

Abfallbehälterklasse I:

Verpackungen ohne eine bestimmte Rückhaltefunktion, wobei bei einer Aufprallgeschwindigkeit von mehr als 4 m/s während eines mechanischen Lastfalles nicht von einer freisetzungsmindernden Wirkung des Behälters ausgegangen wird. Während eines thermischen Lastfalles wird die Sauerstoffzufuhr an das Abfallprodukt so weit eingeschränkt, dass brennbare Abfallprodukte mit Schmelzpunkten über 300 °C nicht mit offener Flamme abbrennen, sondern pyrolysieren.

Abfallbehälterklasse II:

Verpackungen welche die Anforderungen an erhöhte Barriereigenschaften in Bezug auf die Freisetzung von Partikeln während eines mechanischen Lastfalles aufweisen und durch eine nachweisbare Rückhaltefunktion eine Radionuklidfreisetzung stark begrenzen.

Die Berechnung der Quelltherme erfolgte dabei in erster Linie unter Berücksichtigung der Freisetzungsraten, hervorgerufen durch die jeweiligen thermischen oder mechanischen Einwirkungen auf den Behälter und das Abfallprodukt. Durch die Festlegung von Störfallkriterien in Bezug auf Absturzhöhe, Luftwechselzahl, partikelgrößenabhängige Sedimentationsgeschwindigkeiten und Rückhaltefaktoren wurden Freisetzungsteile bestimmt, welche durch den entsprechenden Störfall in der Anlage freigesetzt werden. Unterschieden wurden grundsätzlich die unfallbedingte Freisetzung unter Tage oder in oberirdischen Gebäuden und den damit verbundenen Expositionspfaden. Hierzu wurden zulässige Aktivitäten von Einzelnukliden in Abfallbinden hergeleitet und im Anschluss mit einem Summenkriterium Aktivitätsgrenzwerte abgeleitet.

Die Ausbreitungsrechnungen basierten auf Gauß-Fahnen-Modellen.

Die Ergebnisse der Störfallanalyse wurden 2002 im Planfeststellungsverfahren behördlich überprüft und bestätigt. Im Rahmen des ÜSiKo Verfahrens, Phase 1 der BGE wurde 2019 die Aktualität der Störfallanalysen in Eigenverantwortung der BGE mit Blick auf den Stand von Wissenschaft und Technik in 2018/2019 überprüft: hinsichtlich der Ermittlung für die Exposition der Öffentlichkeit infolge Störfällen wurde ein vertiefter Analysebedarf für die Störfallwerte einzelner Radionuklide auf Grund geänderter Vorgaben zur Methodik für Ausbreitungsrechnungen identifiziert. Diese Analyse wurde im Rahmen der ÜSiKo Phase 2 durchgeführt, zu deren Ergebnissen im Oktober 2024 ein Fachworkshop durchgeführt wurde: hiernach werden die Planungswerte für alle betrachteten Störfallszenarien für alle bis auf ein Radionuklid (nicht für Po-210) erfüllt. Die Berechnung der Planungswerte erfolgte unter Verwendung des aktuellen Ausbreitungsmodells (Lagrange-Partikel-Modell ARTM), das den Anforderungen der Allgemeine Verwaltungsvorschrift zur Ermittlung der Exposition von Einzelpersonen der Bevölkerung durch genehmigungs- oder anzeigebedürftige Tätigkeiten (AVV Tätigkeiten) vom 8. Juni 2020, BAnz AT 16.06.2020 B3 entspricht und unter anderem die TA Luft [3-14] berücksichtigt. Der in den Analysen verwendete Quellterm entspricht weiterhin demjenigen in [3-13], der als korrekt angesehen wird.

Die Berechnung von Freisetzungsfaktoren im Rahmen der Störfallbetrachtung unter Verwendung eines Lagrange-Partikelmodells auf Grundlage der TA-Luft [3-14] verwendet gegenüber dem Gauß-Fahnenmodell in [3-13] u.a. eine geänderte Einteilung der Partikelgrößen in verschiedene Partikelgrößenklassen und die Parametrisierung der Sedimentationseigenschaften. Die nachfolgende Tabelle 3-3 stellt hierbei die unterschiedlichen Partikelgrößen gegenüber. Hervorgerufen durch einen mechanischen Lastfall aus 5m Höhe werden gemäß [3-14] Aerosolpartikel mit verschiedenen aerosoldynamisch äquivalenten Durchmessern im Bereich zwischen $\leq 2,5 \mu\text{m}$ bis $>50 \mu\text{m}$ freigesetzt. Partikel die zuvor der Partikelgrößenklasse 0 - $5 \mu\text{m}$ in [3-13] zugeordnet wurden, werden zu je 50 % auf die Partikelgrößenklassen 0 - $2,5 \mu\text{m}$ und $2,5 - 10 \mu\text{m}$ verteilt. Eine entsprechende Zuordnung ist in der nachfolgenden Tabelle 3-3 dargestellt.

Tabelle 3-3 Zuordnung von Partikelgrößenklassen

Partikelgrößenklasse in [3-13]	Partikelgrößenklasse in [3-14]
0 - 5 µm	0 – 2,5 µm (50 %) + 2,5 - 10 µm (50 %)
5 - 10 µm	2,5 - 10 µm
10 - 20 µm	10 - 50 µm
20 - 30 µm	10 - 50 µm
30 - 40 µm	10 - 50 µm
40 - 50 µm	10 - 50 µm
50 - 60 µm	> 50 µm

Für die potentielle Exposition durch Inhalation ist die konkrete Verteilung irrelevant, da für die Inhalation beide Partikelgrößenklassen aus [3-14] berücksichtigt werden und die Abreicherung durch Deposition für die relativ nah an der Quelle ermittelten Aufpunkte nur sehr gering ist. Für die mögliche Exposition durch Bodenstrahlung und die Aufnahme kontaminierter Lebensmittel führt die Zuordnung zu den größeren Partikelgrößenklassen zu einem höheren Wert.

Insofern ist die hier vorgenommene Zuordnung, die den Mittelwert der Partikelgröße von 2,5 µm in [3-13] auf 3,75 µm in [3-14] verschiebt, konservativ.

Für die potentielle Exposition durch Inhalation ist die konkrete Verteilung irrelevant, da für die Inhalation beide Partikelgrößenklassen aus [3-14] berücksichtigt werden und die Abreicherung durch Deposition für die relativ nah an der Quelle ermittelten Aufpunkte nur sehr gering ist. Für die mögliche Exposition durch Bodenstrahlung und die Aufnahme kontaminierter Lebensmittel führt die Zuordnung zu den größeren Partikelgrößenklassen zu einem höheren Wert.

Insofern ist die hier vorgenommene Zuordnung, die den Mittelwert der Partikelgröße von 2,5 µm in [3-13] auf 3,75 µm in [3-14] verschiebt, konservativ.

Bevor eine tatsächliche Freisetzung störfallerzeugter radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre erfolgt, müssen diese bei ihrem Weg durch das Endlager bestimmte Rückhalteprozesse überwinden. Bei einem mechanischen Lastfall erfolgt die Freisetzung von radioaktiven Stoffen als Aerosole. Lediglich während des thermischen Lastfalles werden Edelgase, Tritium, Halogene und Kohlenstoff gasförmig freigesetzt. Findet eine rein mechanische Freisetzung unter Tage statt, so werden Rückhalteprozesse auf dem Transportweg vom Ort des Lastfalles zum Abwetterschacht erfolgen. Die Rückhalteprozesse werden hierbei von der Transportzeit zum Abwetterschacht und von der Größenverteilung störfallerzeugter Aerosolpartikel beeinflusst. Konservativ können hierzu zwei Beispiele betrachtet werden:

1. Abschätzung der Transportzeit für den Transport mit einem möglichst kurzen Weg vom Ort des Lastfalles zum Abwetterschacht in einer Einlagerungskammer durch die Lutten (Röhren zur Luftführung). Hierbei wird eine minimale Transportzeit von 100 s unterstellt, wobei dieser Wert bereits gegenüber dem ungünstigsten Wert von circa 160 s für das Endlager Schacht Konrad eine deutliche Konservativität aufweist.

2. Berechnungen für einen zweiten Transportschritt so, dass für die Bestimmung der Rückhalteprozesse auf dem Transportweg durch den "Schacht" nur die Einbauten des Schachtes als „Hindernis“ berücksichtigt werden.

Eine Übersicht über die entsprechenden Rückhaltefaktoren kann Tabelle 3-4 entnommen werden.

Tabelle 3-4 Partikelgrößenklassen und Rückhaltefaktoren

Partikelgrößenklasse / μm	Sedimentations- geschwindigkeit / ms^{-1}	Rückhaltefaktor			
		Umladehalle	Pufferhalle	Transportweg (a) (100 s Transportzeit)	Transportweg (b) (Schacht)
0 - 5	0	0	0	0	0
5 - 10	7.5E-04	4.02E-01	0.10	0.15	0
10 - 20	3.0E-03	7.28E-01	0.31	0.15	0.05
20 - 30	1.2E-02	9.15E-01	0.64	0.26	0.08
30 - 40	2.7E-02	9.60E-01	0.80	0.49	0.08
40 - 50	4.8E-02	9.77E-01	1.00	0.69	0.09
50 - 60	7.5E-02	9.85E-01	1.00	0.84	0.1

Die auf die Partikelgrößenklassen nach [3-14] transformierten Rückhaltefaktoren (berechnet nach Abschnitt 2.2 in [3-13] mit den Sedimentationsgeschwindigkeiten aus Tabelle 3.8) sind in Tabelle 3-5 und Tabelle 3-6 zusammengefasst. Da die von den Korngrößenklassen abhängige Sedimentationsgeschwindigkeit an Schachtanlagen für die Partikelgrößenklassen nach [3-14] nicht bekannt ist, kann der Freisetzungsfaktor "Schacht" nur in Abhängigkeit von APG und Fallhöhe angegeben werden.

Tabelle 3-5 Rückhaltefaktoren, umgerechnet in Partikelgrößenklassen nach [3-14]

	Partikelgrößenklasse nach [3-14]			
	0 - 2,5 μm	2,5 – 10 μm	10 – 50 μm	> 50 μm
Sedimentationsgeschwindigkeit / ms^{-1}	0	0	0,04	0,15
Rückhaltefaktor				
Umladehalle	0	0	0,974	0,985
Pufferhalle	0	0	0,923	1,00
Transportweg (a) (100 s Transportzeit)	0	0	0,633	0,983

Tabelle 3-6 Rückhaltefaktor für den Schacht, umgerechnet in Partikelgrößenklassen nach [3-14]

	Partikelgrößenklasse nach [3-14]			
	0 - 2,5 µm	2,5 – 10 µm	10 – 50 µm	> 50 µm
Rückhaltefaktor				
APG01/02/03/04; Mechanischer Lastfall: 5 m	0	0	0,062	0,1
APG05/06; Mechanischer Lastfall: 5 m	0	0	0,079	0,1

Der Transmissionsfaktor gibt den Anteil der Partikel an, welche nicht zurückgehalten werden und entspricht der Differenz zwischen eins und dem Rückhaltefaktor. Das Produkt aus dem Freisetzungsfaktor und dem Transmissionsfaktor wird als Freisetzungsfaktor bezeichnet und beschreibt den Anteil der Aktivität im Abfallgebinde, der durch den Unfall in die Atmosphäre freigesetzt wird.

In den nachfolgenden Abschnitten werden also Hintergrund folgende Aspekte behandelt:

- Abschnitten 3.2.3.1 bis 3.2.3.6: Störfallszenarien,
- Abschnitt 3.2.3.7: Quellterm,
- Abschnitten bis 3.2.3.8 bis 3.2.3.9: Ausbreitung und radioökologische Pfade.

3.2.3.1 Thermischer Lastfall: Feuer eines Transportfahrzeuges auf einer Transportstrecke

Hierfür wird der Brand eines beladenen Transportfahrzeuges auf einer Transportstrecke unter Tage betrachtet, wobei aus der konservativen Betrachtung von einem Brand in der Nähe des Füllortes und somit nahe am Abwetterschacht ausgegangen wird. Während eines thermischen Lastfalles werden sowohl Brandaerosole und gasförmige Radionuklide freigesetzt. Nach [3-13] werden nur Schwebstoffe der Partikelgrößen 0 - 5 µm freigesetzt. Die Zuordnung zu den hier verwendeten Partikelgrößenklassen erfolgt gemäß den in Tabelle 3-3 angegebenen Werten.

Für Partikel in diesen Partikelgrößenklassen ergeben sich aus Aerosolausbreitungsexperimenten [LAN 85] nur geringe Abscheideeffizienzen, wodurch für die Freisetzungsfaktionen keine Rückhaltung in der Transportstrecke zum Abwetterschacht, noch im Abwetterschacht selbst unterstellt wird. Die Freisetzungsfaktoren nach [3-13] für die Abfallproduktgruppen und Behälterklassen sowie die potenziell freigesetzte Aktivität, die sich aus einer betroffenen Aktivität von 3,7E10 Bq ergibt, sind in Tabelle 3-10 zusammengestellt. Für an Schwebstoffe gebundene Radionuklide ist die Gesamtfreisetzung angegeben, die sich zu 50 % auf Partikel mit aerodynamischen Durchmessern von 0 µm - 2,5 µm und zu 50 % auf Partikel mit aerodynamischen Durchmessern von 2,5 µm - 10 µm aufteilt.

Für Partikel in diesen Partikelgrößenklassen ergeben sich aus Aerosolausbreitungsexperimenten [LAN 85] nur geringe Abscheideeffizienzen, wodurch für die Freisetzungsfaktionen keine

Rückhaltung in der Transportstrecke zum Abwetterschacht, noch im Abwetterschacht selbst unterstellt wird. Die Freisetzungsfaktoren nach [3-13] für die Abfallproduktgruppen und Behälterklassen sowie die potenziell freigesetzte Aktivität, die sich aus einer betroffenen Aktivität von $3,7\text{E}+10$ Bq ergibt, sind in Tabelle 3-10 zusammengestellt. Für an Schwebstoffe gebundene Radionuklide ist die Gesamtfreisetzung angegeben, die sich zu 50 % auf Partikel mit aerodynamischen Durchmessern von $0\text{ }\mu\text{m}$ - $2,5\text{ }\mu\text{m}$ und zu 50 % auf Partikel mit aerodynamischen Durchmessern von $2,5\text{ }\mu\text{m}$ - $10\text{ }\mu\text{m}$ aufteilt. Die Freisetzungsfaktoren und Quelltherme für den Brandfall eines Transportwagens in der Transportgalerie sind exemplarisch in Tabelle 3-7 für verschiedene Abfallproduktgruppen und Abfallbehälterklassen aufgelistet.

Tabelle 3-7 Freisetzungsfaktoren und Quelltherme (bezogen auf $3,7\text{E}+10$ Bq Aktivität im Abfallgebinde) für das Szenario: Brandfall eines Transportwagens in der Transportgalerie

ABK/ APG	Freisetzungsfaktor				Quelltherm [Bq]			
	Halogene	H-3	C-14	Aerosole*	Halogene	H-3	C-14	Aerosole*
I / APG01	1	1	1	0,5	$3,7\text{E}+10$	$3,7\text{E}+10$	$3,7\text{E}+10$	$1,9\text{E}+10$
I / APG02	1	1	1	0,01	$3,7\text{E}+10$	$3,7\text{E}+10$	$3,7\text{E}+10$	$3,7\text{E}+08$
I / APG03	1	1	1	0,004	$3,7\text{E}+10$	$3,7\text{E}+10$	$3,7\text{E}+10$	$1,5\text{E}+08$
I / APG04	1	1	1	0,0016	$3,7\text{E}+10$	$3,7\text{E}+10$	$3,7\text{E}+10$	$5,9\text{E}+07$
I / APG05	1	0,5	0,0005	0,0005	$3,7\text{E}+10$	$1,9\text{E}+10$	$1,9\text{E}+07$	$1,9\text{E}+07$
I / APG06	1	1	0,0005	0,0005	$3,7\text{E}+10$	$3,7\text{E}+10$	$1,9\text{E}+07$	$1,9\text{E}+07$
II	0,04	0,004	0,006	0,00002	$1,5\text{E}+09$	$1,5\text{E}+08$	$2,2\text{E}+08$	$7,4\text{E}+05$

*) Radionuklide adsorbiert an Aerosole, 50 % $0 - 2,5\text{ }\mu\text{m}$, 50 % $2,5 - 10\text{ }\mu\text{m}$

Aufgrund der Annahmen zur gleichmäßigen Partikelgrößenverteilung für die Freisetzung aus den Abfallgebinden und des nicht angenommenen Rückhaltefaktors über die Abwetterstrecke ist die Partikelgrößenverteilung in den Abfallproduktgruppen und Behälterklassen für alle an Schwebstoffe gebundenen Radionuklide gleich.

Ferner wird in [3-13] eine potentielle Freisetzung für Tochternuklide entsprechend den Aktivitätsfraktionen im Umwandlungsgemisch für eine Abklingzeit von 30 Jahren berechnet. Die Freisetzung des radioaktiven Edelgases Rn-222 wird wie die Freisetzung von Halogenen betrachtet, wobei für Halogene angenommen wird, dass diese elementare Form vorliegen.

Die Freisetzung erfolgt über den Abluftkamin (Diffusor).

3.2.3.2 Mechanischer Lastfall: Absturz einer Transporteinheit in der Einlagerungskammer

Hierfür wird in [3-13] der Absturz einer Transporteinheit aus einer Fallhöhe von maximal 5 m Höhe während des Stapelvorganges in einer Einlagerungskammer auf den Boden der Kammer betrachtet. Aus der konservativen Betrachtung erfolgt der Lastfall in der Einlagerungskammer zu einem

Zeitpunkt, in welchem die Einlagerung nahezu abgeschlossen ist. In diesem Fall ist der Abwetterweg durch die Lutten am kürzesten. Gleichzeitig wird angenommen, dass die Betroffene Einlagerungskammer, dass der Transportweg der Abwetter durch die Lutte bis zur Einmündung in die Abwetterstrecke minimal ist (Einlagerungsfeld 5a). Aus dieser Betrachtung findet keine Berücksichtigung von Rückhalteprozessen innerhalb der Lutten statt. Auf den dahinterliegenden Abwetterstrecken vom Einlagerungsfeld zum Abwetterschacht werden Rückhalteprozesse wirksam.

Nach [3-13] werden Schwebstoffe mit einem aerodynamischen Durchmesser von bis zu 60 µm freigesetzt. Die Freisetzungsfractionen aus [3-13] sind in Tabelle 3-8 zusammengestellt.

Nach [3-06] wird die Freisetzung im mechanischen Lastfall für ABK II durch die spezifizierte Dichtheit der Abfallbehälter begrenzt (abgeleitet für ABK II-Behälter mit definierter Leckrate, da für Behälter mit formstabilen festen Abfällen praktisch keine Freisetzung im mechanischen Lastfall angenommen wurde) und ein Freisetzunganteil von 3,0E-08 abgeleitet. Die aerosolförmig freigesetzte Aktivität ist dabei an Partikel mit einem aerodynamischen Partikeldurchmesser von ≤ 10 µm gebunden. Da dieser Wert um Größenordnungen niedriger ist als die abgeleiteten Freisetzungsfractionen für den thermischen Lastfall ABK II oder für den mechanischen Lastfall ABK I (APG01 bis 06), wurde die Freisetzung für ABK II nicht gesondert betrachtet.

Tabelle 3-8 Freisetzungsfractionen aus [3-13] für den mechanischen Lastfall, Fallhöhe 5 m

APG	Abfallbehälterklasse I						
	Aerodynamischer Partikeldurchmesser (AED)						
	≤ 5 µm	≤ 10 µm	≤ 20 µm	≤ 30 µm	≤ 40 µm	≤ 50 µm	≤ 60 µm
01 and 02	5,87E-04	1,77E-03	3,85E-03	4,36E-03	4,76E-03	5,09E-03	5,37E-03
03 and 04	5,87E-06	1,77E-05	3,85E-05	4,36E-05	4,76E-05	5,09E-05	5,37E-05
05 and 06	1,65E-06	6,45E-06	2,32E-05	4,74E-05	7,73E-05	1,12E-04	1,50E-04
	Abfallbehälterklasse II						
	Aerodynamischer Partikeldurchmesser (AED)						
	≤ 10 µm						
	3,0E-8						

Die Freisetzungsfractionen in [3-13] für APG03 und 04 betragen für jede Partikelgrößenklasse genau 1/100 der Freisetzungsfractionen für APG01 und 02. Da die zulässigen Aktivitäten in Abfallgebinden von APG03 und APG04 in keinem Fall um den Faktor 100 größer sind als bei APG01 oder APG02, ist für APG03 und APG04 keine gesonderte Betrachtung erforderlich. Die Betrachtungen für APG01 und APG02 decken dies ab.

Zur Ermittlung der potentiellen Freisetzung in die Atmosphäre sind gemäß [3-13] die Rückhaltefaktoren während des Transports der Schwebstoffe mit den daran gebundenen Radionukliden vom Unfallort (Einlagerungskammer) zum Freisetzungsort (Diffusor) gemäß Tabelle 3-5 (Transportpfad Schacht (100 s)) und Tabelle 3-6 berücksichtigt.

Tabelle 3-9 stellt die Freisetzungsfaktoren unter Berücksichtigung des Rückhalts in der Anlage [3-13] und des Quellterms (bezogen auf 1 Ci Aktivität im Abfallgebinde) unter Berücksichtigung der Transformation in die Partikelgrößenklassen und Parameter nach [3-14] zusammen.

Tabelle 3-9 Freisetzungsfaktoren unter Berücksichtigung der Retentionsfaktoren und dem Quelltherm (bezogen auf 3,7E+10 Bq Aktivität im Abfallgebinde) für das Szenario: Absturz einer Transporteinheit in der Einlagerungskammer

APG	Freisetzungsfaktor				Quelltherm [Bq]			
	Aerodynamischer Partikeldurchmesser (AED)				Aerodynamischer Partikeldurchmesser (AED)			
	0 - 2,5 μm	2,5 – 10 μm	10 – 50 μm	> 50 μm	0 - 2,5 μm	2,5 – 10 μm	10 – 50 μm	> 50 μm
01 und 02	2,94E-04	1,48E-03	1,14E-03	4,28E-06	1,1E+07	5,5E+07	4,2E+07	1,6E+05
05 und 06	8,25E-07	5,63E-06	3,57E-05	5,83E-07	3,1E+04	2,1E+05	1,3E+06	2,2E+04

Ferner wird eine potentielle Freisetzung für Tochternuklide entsprechend den Aktivitätsfraktionen im Umwandlungsgemisch für eine Abklingzeit von 30 Jahren berechnet.

Die Freisetzung erfolgt über den Abluftkamin.

3.2.3.3 Mechanischer Lastfall: Absturz einer Transporteinheit in der Puffer- oder Umladehalle

Bei dem Absturz einer Transporteinheit in der Pufferhalle oder der Umladehalle handelt es sich um einen oberflächennahen mechanischen Lastfall mit einer Fallhöhe von 3 m. Nach [3-13] werden Schwebstoffe mit einem aerodynamischen Durchmesser von bis zu 60 μm freigesetzt. Die Freisetzungsfaktionen aus [3-06] sind in Tabelle 3-10 zusammengestellt. Für die ABK II wurde die Freisetzung nicht gesondert betrachtet.

Tabelle 3-10 Freisetzungsfaktionen aus [3-06] für den mechanischen Lastfall, Fallhöhe 3 m

APG	Aerodynamischer Partikeldurchmesser (AED)						
	$\leq 5 \mu\text{m}$	$\leq 10 \mu\text{m}$	$\leq 20 \mu\text{m}$	$\leq 30 \mu\text{m}$	$\leq 40 \mu\text{m}$	$\leq 50 \mu\text{m}$	$\leq 60 \mu\text{m}$
01 and 02	1,40E-04	3,90E-04	9,55E-04	1,24E-03	1,50E-03	1,70E-03	1,90E-03
03 and 04	1,40E-06	3,90E-06	9,55E-06	1,24E-05	1,50E-05	1,70E-05	1,90E-05
05 and 06	5,76E-07	2,38E-06	9,11E-06	1,92E-05	3,21E-05	4,74E-05	6,47E-05

Die Freisetzungsfaktionen für APG03 und 04 betragen in [3-13] für jede Partikelgrößenklasse genau 1/100 der Freisetzungsfaktionen für APG01 und 02. Da die zulässigen Aktivitäten in Abfallgebinden von APG03 und APG04 in keinem Fall um den Faktor 100 größer sind als bei APG01 oder APG02, ist für APG03 und APG04 keine gesonderte Betrachtung erforderlich. Die Betrachtungen für APG01 und APG02 decken dies ab. Die Freisetzungsfaktionen sind in Tabelle 3-7 zusammengefasst.

Aufgrund der unterschiedlichen Rückhaltefaktoren während des Transports vom Ereignisort zum Freisetzungsort wird gemäß [3-13] bei der Bestimmung des Quellterms zwischen der Pufferhalle als

Ereignisort und der Umladehalle als Ereignisort unterschieden (siehe nachfolgende Abschnitte 3.2.3.4 und 3.2.3.5).

3.2.3.4 Mechanischer Lastfall in der Pufferhalle

Kommt es zu einem Störfallereignis in der Pufferhalle, so lässt sich die potenzielle Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt berechnen. Zu Beginn kommt es zum Austritt der Radionuklide aus dem Behälter. Hierbei müssen die Verpackungsabhängigen Rückhalteprozesse in Abhängigkeit von der Partikelgröße berücksichtigt werden. Im nächsten Schritt kommt es zu einer Ausbreitung und Transport der Schwebstoffe einschließlich der an diesen gebundenen Radionuklide vom Unfallort (Pufferhalle) zum Freisetzungsort (Schornstein). Dieser Transport unterliegt ebenfalls partikelgrößenabhängigen Rückhaltefaktoren. So kann man sich vorstellen, dass schwerere Aerosole durchschnittlich durch Luft weniger weit getragen werden als leichtere Aerosole. Tabelle 3-11 stellt nun die Freisetzungsfaktoren unter Berücksichtigung der Abscheidung innerhalb der Anlage und des Quelltherms (bezogen auf $3,7\text{E}+10$ Bq Aktivität im Abfallgebinde) unter Berücksichtigung der Transformation in unterschiedliche Partikelgrößenklassen nach [3-14] (nicht nach [3-13]) dar. Hierfür werden die partikelgrößenabhängigen Freisetzungsanteile der APG01 und APG02, sowie APG05 und APG06 für den mechanischen Lastfall aus 3m Höhe (Tabelle 3-10) anteilig berücksichtigt.

Tabelle 3-11 Freisetzungsfaktoren unter Berücksichtigung von Verbleib in der Anlage und Quellterm (bezogen auf $3,7\text{E}+10$ Bq Aktivität im Abfallgebinde) für den Abwurf einer Transporteinheit in der Pufferhalle

APG	Freisetzungsfaktor				Quelltherm [Bq]			
	Aerodynamischer Partikeldurchmesser (AED)				Aerodynamischer Partikeldurchmesser (AED)			
	0 - 2,5 μm	2,5 – 10 μm	10 – 50 μm	> 50 μm	0 - 2,5 μm	2,5 – 10 μm	10 – 50 μm	> 50 μm
01 und 02	7,00E-05	3,20E-04	1,01E-04	0	2,6E+06	1,2E+07	3,7E+06	0
05 und 06	2,88E-07	2,09E-06	3,47E-07	0	1,1E+04	7,7E+04	1,3E+05	0

Die Freisetzung von Tochternukliden wird anhand der Aktivitätsfraktionen im Transformationsgemisch für eine Abklingzeit von 30 Jahren berechnet. Eine Freisetzung erfolgt ebenfalls über den Abluftkamin.

3.2.3.5 Mechanischer Lastfall in der Umladehalle

Analog zum mechanischen Lastfall in der Pufferhalle lässt sich die potentielle Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt auch für ein vergleichbares Störfallszenario in der Umladehalle berechnen. Nach dem Absturz der Verpackung kommt es zu einer Freisetzung von Radionukliden aus dem Behälter. Hierbei müssen die Verpackungsabhängigen Rückhalteprozesse in Abhängigkeit von der Partikelgröße berücksichtigt werden. Im nächsten Schritt kommt es zu einer Ausbreitung und Transport der Schwebstoffe einschließlich der an diesen gebundenen Radionuklide vom Unfallort (Pufferhalle) zum Freisetzungsort (Schornstein). Dieser Transport unterliegt ebenfalls partikelgrößenabhängigen Rückhaltefaktoren. So gilt auch hier, dass schwerere Aerosole einer geringeren luftgetragenen Ausbreitung unterliegen als vergleichsweise leichtere Aerosole. Tabelle 3-12 stellt nun die Freisetzungsfaktoren unter Berücksichtigung der Abscheidung innerhalb der Anlage und des Quelltherms (bezogen auf 1 Ci Aktivität im Abfallgebinde) unter Berücksichtigung der Transformation in unterschiedliche Partikelgrößenklassen nach [3-14] (nicht nach [3-13]) dar. Hierfür werden die partikelgrößenabhängigen Freisetzungssanteile der APG01 und APG02, sowie APG05 und APG06 für den mechanischen Lastfall aus 3 m Höhe (Tabelle 3-10) anteilig berücksichtigt.

Tabelle 3-12 Freisetzungsfaktoren unter Berücksichtigung von Verbleib in der Anlage und Quellterm (bezogen auf 3,7E+10 Bq-Aktivität im Abfallgebinde) für den Abwurf einer Transporteinheit in der Umladehalle

APG	Freisetzungsfaktor				Quelltherm [Bq]			
	Aerodynamischer Partikeldurchmesser (AED)				Aerodynamischer Partikeldurchmesser (AED)			
	0 - 2,5 μm	2,5 – 10 μm	10 – 50 μm	> 50 μm	0 - 2,5 μm	2,5 – 10 μm	10 – 50 μm	> 50 μm
01 und 02	7,00E-05	3,20E-04	3,39E-05	2,99E-06	2,6E+06	1,2E+07	1,3E+06	1,1E+05
05 und 06	2,88E-07	2,09E-06	1,16E-06	2,58E-07	1,1E+04	7,7E+04	4,3E+04	9,6E+03

Die Freisetzung von Tochternukliden wird anhand der Aktivitätsfraktionen im Transformationsgemisch für eine Abklingzeit von 30 Jahren berechnet. Eine Freisetzung erfolgt ebenfalls über den Abluftkamin.

3.2.3.6 Zusammenfassung der Störfallszenarien und berechnete WAC

Bei Störfällen handelt es sich um Ereignisse, wenn es zu einer betrieblich nicht vorgesehenen Belastung von Abfallgebinden mit ggf. möglicher Freisetzung von radioaktiven Stoffen kommt. Denkbare Störfälle während des Betriebs können mechanischer oder thermischer Natur sein. Mögliche Störfallorte sind die übertägige Anlage, die untertägige Anlage und der Grubenschacht. Mechanische Belastungen können durch den Eintrag von kinetischer Energie durch den Fall von Abfallgebinden (Fall), den Absturz von schweren Lasten auf Abfallgebinde (Aufprall) oder den

Zusammenstoß von Transportfahrzeugen (Kollision) ohne Brand verursacht werden. Weiterhin können Unfälle thermische Einwirkungen auf Abfallgebinde erzeugen, wenn es zu einem Zusammenstoß von Transportmitteln mit Brand kommt (Kollision + Thermisch), ein Fahrzeug in Brand gerät (Thermisch) oder es zu einem anlageninternen Brand (Thermisch) beziehungsweise es zu einer anlageninternen Explosion (Prall/Stoß + Thermisch) kommt. Weitere Details zu den Unterschiedlichen Szenarien können [3-05] entnommen werden.

Daraus ergeben sich die in Tabelle 3-13 aufgelisteten Lastfälle.

Tabelle 3-13 Mögliche Lastfälle für das Endlager Schacht Konrad

Übertägige Anlage	
	Szenario 1.1: Fall
	Anmerkung: <i>Die maximale Fallhöhe von Abfallgebinden beträgt ≤ 3 m aufgrund der Hubhöhenbegrenzung der Krananlagen und den Abmessungen der Transporteinheiten</i>
	Parameter: Fallhöhe: 3 m Entsprechende maximale Aufprallgeschwindigkeit: 8 m/s
	Szenario 1.2: Aufprall
	Anmerkung: <i>Die maximale Masse, die über Transporteinheiten mittels Krananlage gehandhabt wird, beträgt 1000 kg. Die maximale Höhendifferenz zwischen Gebindeoberkante und Objektunterkante beträgt ≤ 2 m</i>
	Parameter: Absturzhöhe: 2 m Gewicht: 1000 kg Entsprechende maximale Aufprallgeschwindigkeit: 7 m/s
	Szenario 1.3: Kollision
	Anmerkung: <i>Die maximale Fahrgeschwindigkeit auf dem Schachtgelände (Umladehalle) beträgt ≤ 4 m/s, in der Pufferhalle ≤ 2 m/s</i>
	Parameter: Entsprechende maximale Aufprallgeschwindigkeit: 4 m/s (Umladehalle) Entsprechende maximale Aufprallgeschwindigkeit: 2 m/s (Pufferhalle)
Untertägige Anlage	
	Szenario 2.1: Fall
	Anmerkung: <i>Die maximale Fallhöhe von Abfallgebinden beträgt ≤ 1 m am Füllort</i>
	Parameter:

	Fallhöhe: 1 m Entsprechende maximale Aufprallgeschwindigkeit: 5 m/s
	Szenario 2.1: Aufprall
	Anmerkung: <i>Die maximale Masse, die auf ein Abfallgebinde abstürzen kann, entspricht der Masse des schwersten einzulagernden Abfallgebundes und beträgt 20000 kg. Die maximale Höhendifferenz zwischen beiden Abfallgebinden beträgt ≤ 4 m</i>
	Parameter: Fallhöhe: 4 m Entsprechende maximale Aufprallgeschwindigkeit: 9 m/s Gewicht: 20000 kg

Zur Bestimmung der störfallbedingten Aktivitätsfreisetzung aus Abfallgebinden wird von einem Modell ausgegangen, bei dem massenspezifisch der Energieeintrag in das Abfallgebinde berechnet wird. Dabei ergibt sich für die übertägige Anlage für das Szenario 1 der höchste Energieeintrag in das Abfallgebinde, was somit als das konservativste Szenario angesehen wird und als repräsentativer mechanischer Lastfall für den übertägigen Bereich angewendet wird. In der Schachtförderanlage unterliegt das Abfallgebinde Belastungen, welche durch Verzögerungskräfte auftreten, wenn der Förderkorb auf relativ kurzer Wegstrecke abgebremst wird. Bei einer maximal zulässigen Fahrgeschwindigkeit von 12 m/s auf einer Weglänge von 5 m wirken auf das Abfallgebinde Druckkräfte, welche geringer ausfallen als der Stapeldruck bei dreilagiger Stapelung der Abfallgebände, wozu es zu keiner Beschädigung eines Abfallgebundes kommen kann. Die Berechnung des Energieeintrags beim Absturz eines Abfallgebundes erfolgt verlustfrei und ohne die Berücksichtigung von Energieübertragung durch Deformation von Behältern, Boden oder Transportfahrzeugen. Sind an einem Absturz mehr als ein Behälter beteiligt, so erfolgt die Berechnung des Energieeintrags anteilig auf die betroffenen Abfallgebände. Die Freisetzungssanteile werden dann kumulativ für beide Abfallgebände berücksichtigt, wobei die erwarteten Freisetzungssanteile bei vergleichbarem Energieeintrag auf ein Abfallgebinde in der Regel nicht überschritten werden. Weitere Details können [3-05] entnommen werden.

Thermische Lastfälle werden in der übertägigen Anlage und im Schachtbereich durch auslegungsgemäße Brandschutzmaßnahmen verhindert [3-15]. Auf der Grundlage experimentell ermittelter Modellkurven wurde ein einstündiger Öl- und Reifenbrand mit einer Temperatur von 800 °C als repräsentativ angesehen [3-16]. Für jedes Nuklid wurde die Aktivitätsfreisetzung für jeden repräsentativen Lastfall bestimmt [3-06]. Die Freisetzung erfolgt durch Dispersion von mechanisch zerkleinerten Partikeln, betonierten Abfällen oder durch Verdampfung bzw. Pyrolyse. Die Bestimmung der Freisetzungssanteile aus den Abfallprodukten erfolgte auf der Grundlage von abdeckenden Modellkurven, die aus repräsentativen Fall- und Brandversuchen resultieren [3-17]. Die Dosen des thermischen Lastfalls übersteigen die des mechanischen Lastfalls um einen Faktor von bis zu 1.000. Der thermische Belastungsfall wird daher als abdeckend angesehen [3-06]. Die Ableitung der Aktivitätsgrenzwerte für die einzelnen Nuklide erfolgte mittels einer Dosis- und

Ausbreitungsrechnung auf der Grundlage der *Allgemeinen Verwaltungsvorschrift* zu § 45 StrlSchV (21.02.1990) [3-13]. Unter Berücksichtigung der pflanzeninternen Retention, der atmosphärischen Ausbreitung, der Bodenablagerung und der Nahrungsketten wurden folgende Expositionspfade betrachtet: β - und γ -Submersion aus der Schadstoffaufnahme, γ -Submersion über kontaminierten Boden, Inhalation und Aufnahme über die Nahrung.

Auf Grundlage von Analysen zu repräsentativen Unfall- und Störfallszenarien wurden Aktivitätsgrenzwerte der radiologisch wichtigsten Radionuklide (Leitnuklide), der nicht spezifizierten sonstigen Alpha- und Beta-/Gammastrahler und von weiteren Radionukliden (Einzelnukliden) abgeleitet. Alle Werte sind nach Abfallbehälterklasse und Abfallproduktgruppe aufgeschlüsselt. Bei der Abfallbehälterklasse II wird hinsichtlich der Aktivitätsgrenzwerte nicht mehr zwischen den verschiedenen Abfallproduktgruppen unterschieden. Hier werden nur diejenigen WAC weiter berücksichtigt, die aus Unfallszenarien abgeleitet wurden. Diese sind in Tabelle 3 und 4 von [3-01] aufgeführt. Die erste Tabelle bezieht sich auf "*Leitnuklide*", die zweite Tabelle auf andere Nuklide. Die Werte sind hier in Tabelle 3-14 aufgeführt.

Die Aktivität in den einzelnen Abfallgebinden, die für die Berechnung der Exposition verwendet wurde, ist spezifisch für die *Abfallproduktgruppe* (APG) oder die *Abfallbehälterklasse* (ABK). Weiterhin wurden die Radionuklide, die zusätzlich in radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung enthalten sein können, aus Tabelle 10 in [3-01] berücksichtigt (siehe Tabelle 3-15). Die für die Berechnung der Exposition verwendete Aktivität in den einzelnen Abfallgebinden entstammte der abfallproduktgruppen- bzw. behälterklassenspezifische Störfallwert aus Tabelle 3 von [3-01] für "sonstige Alphastrahler" bzw. "sonstige Beta-/Gammastrahler", jeweils multipliziert mit dem Faktor 1E-04 gemäß den Vorgaben in Anhang II von [3-01]. Die Zuordnung der einzelnen Radionuklide zu den beiden Kategorien erfolgte in der Weise, dass alle Radionuklide in Zerfallsreihen, in denen Alphastrahler vorhanden sind, dieser Kategorie zugeordnet werden.

Tabelle 3-14 Radionuklide in Tabelle 3 des Dokuments "*Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle*" [3-01] und Aktivitätsgrenzwerte (WAC) aus der Störfallanalyse ("*Störfallwerte*") [Bq]

Radionuklid / Radionuklidgruppe	Abfallbehälterklasse I						Abfallbehälterklasse II
	Abfallproduktgruppe						Abfallproduktgruppe
	01	02	03	04	05	06	01-06
Leitnuklide							
Na-22	2,3E+09	8,0E+10	2,9E+11	7,3E+11	2,3E+12	2,3E+12	5,7E+13
Cl-36	6,0E+09	6,0E+09	6,0E+09	6,0E+09	6,0E+09	6,0E+09	1,4E+11
Co-60	5,0E+09	1,7E+11	6,1E+11	1,6E+12	5,0E+12	5,0E+12	1,2E+14
Se-79	7,0E+08	2,4E+10	8,7E+10	2,1E+11	7,0E+11	7,0E+11	1,7E+13
Rb-87	3,4E+09	1,2E+11	4,1E+11	1,1E+12	3,4E+12	3,4E+12	8,4E+13
Sr-90	8,6E+08	3,0E+10	1,1E+11	2,7E+11	8,6E+11	8,6E+11	2,1E+13
Nb-94	1,1E+09	3,9E+10	1,4E+11	3,6E+11	1,1E+12	1,1E+12	2,7E+13
Ag-108m	9,6E+08	3,4E+10	1,2E+11	3,0E+11	9,6E+11	9,6E+11	2,3E+13
Cd-113m	7,3E+08	2,6E+10	9,1E+10	2,1E+11	7,3E+11	7,3E+11	1,9E+13

I-125	2,1E+10	2,1E+10	2,1E+10	2,1E+10	2,1E+10	2,1E+10	5,1E+11
Sn-126	7,3E+08	2,6E+10	9,1E+10	2,1E+11	7,3E+11	7,3E+11	1,9E+13
I-129	4,3E+08	4,3E+08	4,3E+08	4,3E+08	4,3E+08	4,3E+08	1,1E+10
Cs-137	5,1E+09	1,9E+11	6,4E+11	1,7E+12	5,1E+12	5,1E+12	1,3E+14
Eu-152	4,4E+09	1,6E+11	5,4E+11	1,4E+12	4,4E+12	4,4E+12	1,1E+14
Pb-210	1,4E+08	5,0E+09	1,7E+10	4,3E+10	1,4E+11	1,4E+11	3,4E+12
Ac-227	5,1E+07	2,6E+09	6,4E+09	1,6E+10	5,1E+10	5,1E+10	1,3E+12
Ra-228	7,3E+08	2,7E+10	9,1E+10	2,1E+11	7,3E+11	7,3E+11	1,9E+13
Am-242m	7,0E+08	3,6E+10	8,7E+10	2,1E+11	7,0E+11	7,0E+11	1,7E+13
Ra-226	6,3E+07	2,1E+09	7,9E+09	2,0E+10	6,3E+10	6,3E+10	1,6E+12
Th-228	7,0E+08	3,6E+10	8,7E+10	2,1E+11	7,0E+11	7,0E+11	1,7E+13
Pa-231	6,0E+07	3,0E+09	7,4E+09	1,9E+10	6,0E+10	6,0E+10	1,4E+12
Th-232	1,4E+08	5,1E+09	1,7E+10	4,3E+10	1,4E+11	1,4E+11	3,4E+12
U-232	3,1E+08	1,6E+10	4,0E+10	9,9E+10	3,1E+11	3,1E+11	7,9E+12
Np-237	2,1E+08	7,9E+09	2,7E+10	6,9E+10	2,1E+11	2,1E+11	5,4E+12
Pu-239	8,3E+08	4,1E+10	1,0E+11	2,6E+11	8,3E+11	8,3E+11	2,1E+13
Am-241	7,6E+08	3,7E+10	9,3E+10	2,3E+11	7,6E+11	7,6E+11	1,9E+13
Am-243	7,6E+08	3,7E+10	9,3E+10	2,3E+11	7,6E+11	7,6E+11	1,9E+13
Cm-245	7,3E+08	3,6E+10	9,1E+10	2,1E+11	7,3E+11	7,3E+11	1,9E+13
Cm-246	7,6E+08	3,7E+10	9,3E+10	2,3E+11	7,6E+11	7,6E+11	1,9E+13
Cm-248	1,3E+08	6,4E+09	1,6E+10	4,0E+10	1,3E+11	1,3E+11	3,3E+12
Einzelnuclide							
H-3	2,1E+14	2,1E+14	2,1E+14	2,1E+14	4,4E+14	2,1E+14	5,4E+16
Be-10	8,6E+11	4,3E+13	1,1E+14	2,7E+14	8,6E+14	8,6E+14	2,1E+16
C-14	1,0E+12	1,0E+12	1,0E+12	1,0E+12	2,1E+15	2,1E+15	1,7E+14
S-35	2,4E+11	8,7E+12	3,1E+13	7,7E+13	2,4E+14	2,4E+14	6,1E+15
Ar-39	2,9E+16	2,9E+16	2,9E+16	2,9E+16	2,9E+16	2,9E+16	7,1E+17
Ca-41	1,6E+10	5,4E+11	2,0E+12	5,0E+12	1,6E+13	1,6E+13	4,0E+14
Ca-45	1,1E+11	3,7E+12	1,3E+13	3,4E+13	1,1E+14	1,1E+14	2,7E+15
Sc-46	1,3E+11	4,7E+12	1,7E+13	4,1E+13	1,3E+14	1,3E+14	3,3E+15
V-49	7,0E+13	2,4E+15	8,7E+15	2,1E+16	7,0E+16	7,0E+16	1,7E+18
Cr-51	1,2E+13	4,3E+14	1,6E+15	3,7E+15	1,2E+16	1,2E+16	3,0E+17
Mn-54	8,6E+10	3,0E+12	1,1E+13	2,7E+13	8,6E+13	8,6E+13	2,1E+15
Fe-55	1,4E+13	4,9E+14	1,7E+15	4,3E+15	1,4E+16	1,4E+16	3,4E+17
Co-57	7,0E+11	2,4E+13	8,7E+13	2,1E+14	7,0E+14	7,0E+14	1,7E+16
Co-58	3,1E+11	1,1E+13	3,9E+13	9,7E+13	3,1E+14	3,1E+14	7,9E+15
Fe-59	4,1E+11	1,4E+13	5,1E+13	1,3E+14	4,1E+14	4,1E+14	1,0E+16
Ni-59	7,6E+11	2,7E+13	9,3E+13	2,3E+14	7,6E+14	7,6E+14	1,9E+16
Ni-63	7,0E+11	2,4E+13	8,7E+13	2,1E+14	7,0E+14	7,0E+14	1,7E+16
Zn-65	2,3E+10	8,0E+11	2,9E+12	7,3E+12	2,3E+13	2,3E+13	5,7E+14
Kr-85	2,1E+16	2,1E+16	2,1E+16	2,1E+16	2,1E+16	2,1E+16	5,6E+17
Sr-89	3,9E+11	1,4E+13	4,9E+13	1,2E+14	3,9E+14	3,9E+14	9,7E+15
Mo-93	7,6E+10	2,6E+12	9,4E+12	2,3E+13	7,6E+13	7,6E+13	1,9E+15

Nb-93m	4,7E+11	1,7E+13	5,9E+13	1,4E+14	4,7E+14	4,7E+14	1,2E+16
Zr-93	2,4E+11	8,9E+12	3,1E+13	7,9E+13	2,4E+14	2,4E+14	6,3E+15
Zr-95	2,1E+11	7,4E+12	2,7E+13	6,7E+13	2,1E+14	2,1E+14	5,4E+15
Nb-95	5,7E+11	2,1E+13	7,1E+13	1,9E+14	5,7E+14	5,7E+14	1,4E+16
Tc-99	5,4E+10	2,0E+12	6,9E+12	1,7E+13	5,4E+13	5,4E+13	1,3E+15
Ru-103	1,2E+12	4,1E+13	1,6E+14	3,7E+14	1,2E+15	1,2E+15	3,0E+16
Ru-106	2,4E+11	8,9E+12	3,1E+13	7,7E+13	2,4E+14	2,4E+14	6,1E+15
Pd-107	1,1E+12	3,6E+13	1,4E+14	3,6E+14	1,1E+15	1,1E+15	2,7E+16
Cd-109	9,3E+10	3,6E+12	1,2E+13	2,9E+13	9,3E+13	9,3E+13	2,3E+15
Ag-110m	2,4E+10	8,9E+11	3,1E+12	7,7E+12	2,4E+13	2,4E+13	6,1E+14
Sb-125	3,6E+10	1,2E+12	4,6E+12	1,1E+13	3,6E+13	3,6E+13	9,1E+14
Te-125m	2,6E+11	9,3E+12	3,3E+13	8,0E+13	2,6E+14	2,6E+14	6,4E+15
Ba-133	1,4E+10	4,9E+11	1,7E+12	4,3E+12	1,4E+13	1,4E+13	3,4E+14
Cs-134	1,9E+10	6,6E+11	2,3E+12	5,7E+12	1,9E+13	1,9E+13	4,6E+14
Cs-135	9,1E+10	3,3E+12	1,1E+13	2,9E+13	9,1E+13	9,1E+13	2,1E+15
Ce-144	4,1E+11	1,6E+13	5,1E+13	1,3E+14	4,1E+14	4,1E+14	1,0E+16
Pm-147	6,4E+12	2,7E+14	8,0E+14	2,1E+15	6,4E+15	6,4E+15	1,6E+17
Sm-151	1,2E+13	4,3E+14	1,4E+15	3,7E+15	1,2E+16	1,2E+16	3,0E+17
Eu-154	6,3E+09	2,1E+11	7,9E+11	2,0E+12	6,3E+12	6,3E+12	1,6E+14
Eu-155	2,1E+11	7,1E+12	2,6E+13	6,4E+13	2,1E+14	2,1E+14	5,0E+15
Hf-175	5,1E+11	1,9E+13	6,4E+13	1,6E+14	5,1E+14	5,1E+14	1,3E+16
Hf-181	1,9E+11	6,4E+12	2,1E+13	5,7E+13	1,9E+14	1,9E+14	4,6E+15
Ta-182	8,6E+10	3,1E+12	1,1E+13	2,7E+13	8,6E+13	8,6E+13	2,1E+15
Hg-203	4,1E+11	1,6E+13	5,1E+13	1,3E+14	4,1E+14	4,1E+14	1,0E+16
Po-210	7,0E+09	2,4E+11	8,7E+11	2,1E+12	7,0E+12	7,0E+12	1,7E+14
Ra-223	1,3E+10	4,4E+11	1,7E+12	4,0E+12	1,3E+13	1,3E+13	3,3E+14
Th-227	1,1E+10	5,6E+11	1,4E+12	3,6E+12	1,1E+13	1,1E+13	2,7E+14
Th-230	8,3E+08	4,1E+10	1,0E+11	2,6E+11	8,3E+11	8,3E+11	2,1E+13
Pa-233	3,6E+12	1,2E+14	4,6E+14	1,1E+15	3,6E+15	3,6E+15	9,1E+16
U-233	2,1E+09	1,1E+11	2,7E+11	6,9E+11	2,1E+12	2,1E+12	5,4E+13
Th-234	2,1E+12	7,6E+13	2,6E+14	6,6E+14	2,1E+15	2,1E+15	5,1E+16
U-234	2,3E+09	1,2E+11	3,0E+11	7,4E+11	2,3E+12	2,3E+12	5,9E+13
U-235	2,4E+09	1,3E+11	3,1E+11	7,9E+11	2,4E+12	2,4E+12	6,3E+13
U-236	2,3E+09	1,2E+11	3,0E+11	7,4E+11	2,3E+12	2,3E+12	5,9E+13
Pu-236	2,3E+09	1,2E+11	2,9E+11	7,3E+11	2,3E+12	2,3E+12	5,7E+13
U-238	2,4E+09	1,3E+11	3,1E+11	7,9E+11	2,4E+12	2,4E+12	6,3E+13
Pu-238	8,9E+08	4,4E+10	1,1E+11	2,7E+11	8,9E+11	8,9E+11	2,1E+13
Pu-240	8,3E+08	4,1E+10	1,0E+11	2,6E+11	8,3E+11	8,3E+11	2,1E+13
Pu-241	1,7E+10	8,6E+11	2,1E+12	5,3E+12	1,7E+13	1,7E+13	4,3E+14
Pu-242	8,6E+08	4,3E+10	1,1E+11	2,7E+11	8,6E+11	8,6E+11	2,1E+13
Cm-242	2,1E+10	1,0E+12	2,4E+12	6,4E+12	2,1E+13	2,1E+13	5,0E+14
Cm-243	1,2E+09	5,9E+10	1,4E+11	3,6E+11	1,2E+12	1,2E+12	2,9E+13
Pu-244	8,6E+08	4,3E+10	1,1E+11	2,7E+11	8,6E+11	8,6E+11	2,1E+13

Cm-244	1,4E+09	6,9E+10	1,7E+11	4,3E+11	1,4E+12	1,4E+12	3,4E+13
Cm-247	8,6E+08	4,3E+10	1,1E+11	2,7E+11	8,6E+11	8,6E+11	2,1E+13
Sonstige a-Strahler	8,3E+08	4,1E+10	1,0E+11	2,6E+11	8,3E+11	8,3E+11	2,1E+13
Sonstige b-/g-Strahler	5,1E+09	1,9E+11	6,4E+11	1,7E+12	5,1E+12	5,1E+12	1,3E+14

Tabelle 3-15 Radionuklide in Tabelle 10 des Dokuments "Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle" [3-01], denen keine Aktivitätsgrenzwerte zugeordnet sind

Be-7	Rb-86	Sb-124	Ho-166m	Bi-208
Al-26	Y-88	Sb-126	Yb-169	Po-208
Si-32	Y-91	Te-127m	Tm-170	Bi-210m
P-32	Nb-92	Te-129m	Tm-171	Ra-225
P-33	Tc-95m	Xe-131m	Hf-172	Th-229
Ar-37	Tc-97	Cs-136	Lu-173	Np-236
K-40	Rh-101	Ce-139	Lu-174	Cm-241
Ti-44	Rh-102	Ba-140	Lu-176	Pu-246
V-48	Rh-102m	Ce-141	Hf-178n	Bk-249
Mn-53	Sn-113	Pr-143	Ta-179	Cf-249
Co-56	In-114m	Sm-145	W-181	Cm-250
Ge-68	Cd-115m	Pm-145	W-185	Cf-250
As-73	Sn-117m	Pm-146	Ir-192	Cf-251
Se-75	Sn-119m	Nd-147	Pt-193	Cf-252
Kr-81	Sn-121m	Pm-148m	Au-195	Cf-253
Sr-82	Te-121m	Gd-153	Tl-204	Es-253
Rb-83	Te-123m	Eu-156	Bi-205	Es-254
Rb-84	Sn-123	Tb-160	Bi-207	Cf-254
Sr-85				

Zerfallsreihen, d. h. die Liste der Tochternuklide der primär zu berücksichtigenden Radionuklide (d.h. wenn sie in Tabelle 3-14 aufgeführt sind), wurden ebenfalls in die Analyse einbezogen. Für Radionuklide, bei denen das Mutternuklid entweder das langlebigste aller Radionuklide der Zerfallsreihe ist oder generell eine HWZ von mehr als 10 Jahren hat, wird die Aktivität der einzelnen Tochternuklide der Zerfallsreihe auf der Grundlage der reinen Aktivität des Mutternuklids mit einer Aufbauzeit von 30 Jahren berechnet. Radionuklide mit einem Anteil $< 1E-5$ werden nicht berücksichtigt.

Insofern in einem Abfallgebinde verschiedene Radionuklide bzw. Radionuklidgruppen vorliegen, müssen die Aktivitäten dieser Radionuklide im Abfallgebinde einem Summenkriterium genügen:

$$S_s(p, k) = F \sum_i \frac{A(i)}{G_s(i, p, k)} \text{ mit } S_s(p, k) < 1$$

Dabei bezeichnet A_i die Aktivität des Radionuklids i oder der Radionuklidgruppe i im Abfallgebinde, S_s den Störfallsummenwert mit Index s für den jeweiligen Störfall, $G_s(i, p, k)$ den in Störfallrechnungen für die Abfallproduktgruppe p und der Abfallbehälterklasse k errechneten Aktivitätsgrenzwert des Radionuklids i oder der Radionuklidgruppe i . Die entsprechende Summe muss noch mit einem Handhabungsfaktor F multipliziert werden, wobei das Summenkriterium für ein bestimmtes Radionuklidgemisch als erfüllt angesehen wird, wenn die Verhältniszahlen aus der Aktivität der einzelnen Radionuklide und dem jeweiligen Aktivitätsgrenzwert kleiner 1 ist. Der Handhabungsfaktor hat den Wert 1, wenn das Abfallgebinde einzeln auf einer Tauschpalette¹ gehandhabt wird und nimmt den Wert 2 an, falls zwei Abfallgebinde auf einer Tauschpalette gehandhabt werden.

Die Aktivität eines Leitnuklids oder die Aktivität nicht spezifizierter Alpha- und Beta-/Gammastrahler ist dabei im Summenkriterium zu berücksichtigen, wenn die jeweilige Aktivität 1% des zugehörigen Aktivitätsgrenzwertes überschreitet. Für Radionuklide, welche nicht zu den Leitnukliden gehören, ist die Aktivität im Summenkriterium grundsätzlich zu berücksichtigen. Abfallgebinde, welche Summenwerte größer als 0,1 aufweisen sind in ihrer Annahme auf 1% aller Abfallgebinde beschränkt, insofern es sich nicht um eine störfallfeste Verpackung handelt.

3.2.3.7 Quellterm

Der Quellterm für die Berechnungen der atmosphärischen Ausbreitung ergibt sich aus der möglichen Freisetzung von Radionukliden aus den betroffenen Abfallgebinden aufgrund der mechanischen und thermischen Einwirkungen, welche gemäß den Szenarien unter Berücksichtigung möglicher Rückhaltefaktoren innerhalb der Gebäude auf die Abfallgebinde einwirken. Die freigesetzte Aktivität aus den betroffenen Abfallgebinden wurde für die dort betrachteten Radionuklide aus [3-13] übernommen. Die Aktivitäten weiterer Radionuklide, deren Berücksichtigung erforderlich war, wurden entsprechend der chemischen Charakterisierung der jeweiligen Elemente den folgenden Radionuklidgruppen zugeordnet:

- Edelgase
- Tritium als Wasser
- C-14 als CO₂
- Halogene

Radionuklide, welche sich keine der oben genannten Radionuklidgruppen zuordnen lassen konnten, wurden als an Schwebstoffe/Aerosole gebundene Radionuklide klassifiziert (gemäß der in ARTM verwendeten Terminologie).

Für Halogene, Edelgase, sowie H-3 und C-14 erfolgt eine mögliche Freisetzung in die Atmosphäre ohne weitere Rückhaltefaktoren. Für an Schwebstoffe gebundene Radionuklide muss ein Rückhaltefaktor beim Transport innerhalb der betrachteten Gebäude berücksichtigt werden. Der

¹ Transportpalette, die je nach Behältergewicht mit einem oder zwei zylindrischen Abfallgebinden beladen sein kann.

Rückhaltefaktor wird mit dem Modell aus [3-13] und der dortigen Parametrisierung im Hinblick auf die standortspezifischen Bedingungen (insbesondere Transportdistanzen und Transportzeiten) berücksichtigt.

3.2.3.8 Ausbreitung von Radionukliden in der Atmosphäre

In den angewandten Störfallrechnungen in [3-13] wurde die Ausbreitung der Radionuklide mithilfe sogenannter Kurzzeit-Ausbreitungsfaktoren bestimmt. Hierbei wird angenommen, dass die Schadstoffkonzentration ausgehend von einer kontinuierlich emittierenden Punktquelle (Abluftschacht) einer sich in Ausbreitungsrichtung (Windrichtung) verbreiternden zweidimensionalen Normalverteilung folgt. Dieses so genannte Gauß-Fahnenmodell ist jedoch beim Vorhandensein von Gebäuden, in unmittelbarer Quellnähe oder in großer Quellferne nur bedingt anwendbar. Neuere Verfahren wie das Partikelmodell nach VDI Richtlinie 3945 Blatt 3 [3-18], welche auf einem Lagrange-Partikeltransfermodell beruhen haben jedoch gezeigt, dass die ursprünglichen Schlussfolgerungen weiterhin Gültigkeit besitzen (siehe auch weiter oben). Alle entsprechenden Berechnungen wurden auf Grundlage von realen Standortdaten durchgeführt. Als Ergebnisse werden Radionuklidkonzentrationen erhalten, welche sich in der Atemluft befinden, sowie Depositionsfaktoren, welche die Ablagerung von Radionukliden auf dem Boden, auf Feldfrüchten, Gemüse und anderen von Menschen und Tieren verzehrbaren Pflanzen und Gewächsen beschreiben.

3.2.3.9 Radioökologische Pfade

Bei einem kerntechnischen Störfall mit Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umwelt können unterschiedliche Pfade zu einer Strahlenexposition des Menschen führen. Es wird dabei unterschieden zwischen externer und interner Strahlung. Externe Strahlung wirkt dabei von außen auf den Menschen ein, wohingegen interne Strahlung von innen, durch aufgenommene radioaktive Teilchen auf den menschlichen Körper einwirkt. Externe Strahlung stammt in der Regel aus radioaktiven Teilchen, welche sich in der Luft, im Boden oder in den Gebäudewänden befinden.

Bei kerntechnischen Störfällen kann es sich beispielsweise um radioaktive Staupartikel handeln, welche anfangs von der Luft getragen werden und sich anschließend am Boden oder anderen Oberflächen ablagern. Üblicherweise unterscheidet man vier Strahlenexpositionspfade. In der **Submersionsdosis** wird die Belastung berechnet, die durch Strahlung aus durchziehenden, kontaminierten Luftmassen herrührt. Die Submersionsdosis ist nur während des Durchzugs der kontaminierten Luftmassen wirksam und hängt stark von den Windverhältnissen und der Dauer des Unfalls ab. Die Strahlung durch am Boden abgelagerte Radionuklide führt zu einer Dosis von **Bodenstrahlung**. Die Bodenstrahlung beginnt ebenfalls mit dem Freisetzungsereignis, ist jedoch nach dem Durchzug der radioaktiven Wolke noch vorhanden. Bei Niederschlägen kann die Strahlung durch Bodenkontamination stark an Bedeutung gewinnen. Eine **Inhalationsdosis** entsteht durch das Einatmen radioaktiver Teilchen während des Durchzugs der radioaktiven Luftmassen. Zusätzlich kann es zu einer Inhalation von aufgewirbelten, resuspendierenden Radionuklide kommen, welche sich zuvor schon an Oberflächen wie Kleidung, Wänden oder Bodenflächen abgeschieden haben. Die Ingestionsdosis ergibt sich hauptsächlich durch den Konsum von Nahrungsmitteln, welche dem direkten radioaktiven Niederschlag während des Luftmassendurchzugs ausgesetzt waren. Der

Radioaktivitätsgehalt tierischer Nahrungsmittel wie Fleisch oder Milchprodukten hängt dabei nicht ausschließlich von der direkten Radioaktivität, welcher die Tiere während und nach dem Freisetzungseignis ausgesetzt waren, sondern auch von der Radioaktivität in den von den Tieren aufgenommenen Nahrungsmitteln ab.

Die folgenden Pfade müssen für alle Altersgruppen (mit einem separaten Pfad für Säuglinge, der die Aufnahme von Radionukliden über die Muttermilch abdeckt) für luftgetragene Freisetzungen im Normalbetrieb sowie für luftgetragene Freisetzungen bei Störfällen und Unfällen berücksichtigt werden:

- Luft - Pflanze
- Luft - Pflanzen - Kuh - Milch
- Luft - Feldfrüchte - Kuh - Fleisch
- Luft - Muttermilch (für Säuglinge)
- Luft - Lebensmittel - Muttermilch (für Säuglinge).

3.2.4 Bewertung der radiologischen Annahmekriterien des Endlagers Schacht Konrad

Wenn man die Hintergründe der radiologischen Annahmekriterien für das Endlager Schacht Konrad zusammenfasst, so setzen sich diese aus verschiedenen Bausteinen zusammen. Zum einen wird das Auftreten von **mechanischen und thermischen Einwirkungen** auf die Abfallgebinde berücksichtigt. Für die Berechnung der entsprechenden Freisetzungsanteile wurden dabei realistische Annahmen getroffen. Hierzu wurden die entsprechenden Betriebsabläufe während des Einlagerungsbetriebes hinsichtlich möglicher Störfälle aufgrund mechanischer und thermischer Einwirkungen untersucht. In einer Ereignisanalyse wurden mögliche Störfälle charakterisiert und anschließend fand eine Bewertung der identifizierten Ereignisse hinsichtlich ihrer möglichen radiologischen Auswirkungen statt. Die entsprechenden Unfallszenarien unterliegen dabei einer realitätsnahen Parametrisierung der möglichen Unfallbedingungen, wie z.B. der auf die Abfallgebinde bei einem Absturz einwirkende kinetische Energie. Im Sinne einer konservativ realitätsnahen Parametrisierung wurden dabei die Extrema der entsprechenden Eigenschaften der Transportfahrzeuge berücksichtigt, wie beispielsweise der Absturz eines Abfallgebundes von einer Transporteinheit mittels Krananlage unter maximale möglicher Betriebshöhe zwischen Gebindeoberkante und LKW-Haubenunterkante. Ebenfalls wurden realistische Annahmen bezüglich der maximal möglichen Kraftstoffmengen für Brandfälle für die Berechnung der thermischen Lastfälle verwendet. Von der Berücksichtigung von unrealistischen Szenarien wie beispielsweise der Absturz eines Abfallbehälters durch den Schacht während des vertikalen Transports wurde abgesehen. Diesbezüglich gilt, dass Auslegungsmaßnahmen an der Anlage zur Vermeidung dieser Ereignisse führen und diese demzufolge keine Berücksichtigung in der Bewertung finden.

Die nach einem thermischen oder mechanischen Lastfall berechnete **Aktivitätsfreisetzung** aus dem Abfallgebinde unterliegt ebenfalls realistischen Abschätzungen. Die Freisetzungsanteile wurden hierbei aus einer Kombination von Experimenten und Modellen [3-05] abgeleitet. Die Freisetzungsanteile unterscheiden sich dabei nach Abfallbehälterklasse und entsprechender Abfallproduktgruppe. Demzufolge wird der Konditionierungszustand der Abfälle und die Art des

Behälters, sowie die Abfallart explizit berücksichtigt und keine umhüllenden oder stark konservativen Freisetzungsanteile berücksichtigt. Die berechneten Freisetzungsfraktionen wurden anschließend für die Sicherheitsbewertungen herangezogen. Die Zusammensetzung und Menge von Radioaktivität, die bei einem unfallbedingten Ereignis freigesetzt wird, berücksichtigte demnach realistische Annahmen. Eine Bestimmung der Ausbreitung in der Atmosphäre wird anhand von standortspezifischen meteorologischen Daten und Ausbreitungsmodellen modelliert, die ebenfalls nicht allzu konservativ sind. Als Konservativitäten werden hierbei ungünstige Wetterbedingungen während des eintretenden Unfalls berücksichtigt. Eine anschließende Bewertung der radiologischen Expositionspfade wird mit einem Modell vollzogen, welches bei Sicherheitsbewertungen für Ableitungen während des Normalbetriebes sowie für Freisetzungen bei Unfällen verwendet werden muss. Das Modell berücksichtigt dabei erhöhte Mengen für den Konsum an Nahrungsmitteln aus eigener/ lokaler Produktion. Typische Einkaufsgewohnheiten und das Angebot an nicht lokalen Lebensmitteln in Supermärkten finden dabei keine Berücksichtigung. Eine Abfallbehälter spezifische **Ausschöpfung der Aktivitätsgrenzwerte** ist für das Endlager Schacht Konrad zulässig, was behälterspezifische Eigenschaften berücksichtigt, wodurch auf die Auslegung von vollständig konservative, alle zugelassenen Behältertypen abdeckende, Grenzwerte verzichtet wurde.

3.3 Die stofflichen WAC für das Endlager Schacht Konrad

Grundsätzlich werden die stofflichen Annahmekriterien für das Endlager Schacht Konrad durch zwei Beschreibungen abgebildet. Zum einen findet eine stoffliche Beschreibung der zulässigen Abfälle in den Endlagerungsbedingungen für das Endlager Schacht Konrad [3-01] statt, in welcher alle sicherheitstechnischen Anforderungen an die jeweiligen Abfallgebinde enthalten sind. Die entsprechend in Tabelle 3-16 gelisteten Anforderungen an die Abfallprodukte schließen bereits bestimmte stoffliche Verbindungen wie beispielsweise Gase oder bestimmte, gärende organische Verbindungen aus. Die unabhängig vom Aktivitätsinventar eines Abfallproduktes gestellten Anforderungen ergeben sich dabei aus den Schutzziele zu Vermeidung von Betriebsstörungen und Störfällen wie beispielsweise die Auslösung eines Brandes durch Selbstentzündung oder eine mögliche Kontaminationsverschleppung. Zum anderen finden sich Anforderungen an die stofflichen Eigenschaften von Abfällen, d.h. von Abfallgebinden, in der gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis (GwE).

Tabelle 3-16 Grundanforderungen an Abfallprodukte für die Abgabe an dem Endlager Schacht Konrad

Stichwort	Anforderung
Metalle	Bei einer Zuordnung zur APG 03 muss gewährleistet sein, dass das Abfallprodukt nur aus Metallteilen oder aus Werkstoffen - mit Ausnahme von Graphit - von Einbauteilen eines Reaktorkerns besteht
Metallischer Pressling formstabil kompaktiert	Bei einer Zuordnung zur Gruppe 04 muss der radioaktive Abfall formstabil kompaktiert sein

Einbindung / Verfestigung Aktivitätsverteilung	Im Zement oder Beton fixierte Abfälle, die der APG 05 zugeordnet werden und eingebunden oder verfestigt werden können (z. B. Dekowässer, Konzentrate, Aschen), sind so zu fixieren, dass die Aktivität gleichmäßig und vollständig im Zementstein oder Beton verteilt ist
Aktivitätsverteilung Brennbarkeit	Bei in Zement oder Beton fixierten Abfällen, die der APG 05 zugeordnet werden und nur vergossen werden können, ist die Aktivität gleichmäßig im Abfallprodukt zu verteilen
Druckfestigkeit	Bei Abfällen, die in Zement oder Beton fixiert sind und der APG 05 zugeordnet werden, muss die Druckfestigkeit des Abfallproduktes $> 10 \text{ N/m}^2$ betragen
Druckfestigkeit Brennbarkeit	/ Bei einer Zuordnung zur APG 06 muss der radioaktive Abfall selbst aus einem festen Körper mit einer Druckfestigkeit $> 10 \text{ N/mm}^2$ bestehen und darf nicht brennbar sei
Thermisch Stabil Brennbare Abfallstoffe	/ Bei einer Zuordnung zur APG 02 muss für brennbare Abfallstoffe mit einem Schmelzpunkt $< 300 \text{ °C}$ gewährleistet sein, dass sie so fixiert sind, dass sie nicht aus dem Abfallprodukt austreten, wenn sie bei thermischer Belastung flüssig werden oder einen Aktivitätsanteil am Abfallprodukt besitzen, der 1 % nicht übersteigt
Formstabil fixiert	Bei störfallfest verpackten Abfällen muss der radioaktive Abfall formstabil fixiert sein
Selbstentzündung	Die Abfallprodukte dürfen keine selbstentzündlichen Stoffe enthalten
Explosionsgefährlich	Die Abfallprodukte dürfen keine explosiven Stoffe enthalten
Fest	Die Abfallprodukte müssen fest sein
Ampullen und Glasflaschen	Abfallprodukte dürfen weder Flüssigkeiten noch Gase in Ampullen, Flaschen oder sonstigen Behältern enthalten
Flüssigkeiten / Gasbildung	Abfallprodukte dürfen weder freibewegliche Flüssigkeiten enthalten noch derartige Flüssigkeiten oder Gase freisetzen
Gasbildung	Die Abfallprodukte dürfen nicht faulen oder gären
Spaltmaterial	Die Abfallprodukte dürfen durch thermische Neutronen spaltbare Stoffe nur bis zu einer Massenkonzentration von 50 g/100 l Abfallprodukt enthalten. Bei Containern mit einer Spaltstoffmasse von mehr als einem Zwanzigstel der kleinsten kritischen Masse ist sicherzustellen, dass in jedem beliebig angeordneten kubischen 100-l -Volumen im

	Abfallgebinde maximal ein Zwanzigstel der kleinsten kritischen Masse des betreffenden Spaltstoffes enthalten ist
Spaltmaterialfixierung	Brennbare radioaktive Stoffe, die spaltbare Stoffe mit einer Masse von mehr als 1 g pro Abfallgebinde enthalten, müssen in einer nicht brennbaren Abfallmatrix fixiert sein und bei Abfallgebinden mit mehr als 15 g Spaltstoff ist der Nachweis zu erbringen, daß bei thermischer Belastung des Behälters eine lokale Aufkonzentrierung des Spaltstoffs ausgeschlossen werden kann

In Tabelle 3-16 werden keine expliziten Grenzwerte für Substanzen genannt. Eine eigentliche stoffspezifische Begrenzung der Abfallgebinde erfolgt im Kontext zur gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis (GwE). Die GwE begrenzt die Menge der nicht radioaktiven Stoffe, die in den radioaktiven Abfällen enthalten sein dürfen und die gemäß Listen I und II der Grundwasserverordnung [3-20] oder gemäß §137 des Niedersächsischen Wassergesetzes [3-21] das oberflächennahe Grundwasser schädlich verändern können. Festgeschrieben wurden in der GwE zunächst 94 grundwasserrelevante Stoffe (Elemente bzw. Verbindungen). Der Hintergrund, wie die WAC für Stoffe in den Satz der WAC für dem Endlager Schacht Konrad eingeführt wurden, kann auf Grundlage von [3-22] wie folgt zusammengefasst werden:

Dem Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) wurde eine GwE für die Endlagerung radioaktiver Abfälle im Endlager Schacht Konrad erteilt, die die Endlagerung radioaktiver Abfälle mit den darin enthaltenen nichtradioaktiven Stoffen unter Einhaltung der hier aufgeführten Beschränkungen und unter Beachtung zweier Nebenbestimmungen erlaubt. Nach dieser Genehmigung bleiben die maximal speicherbaren Aktivitäten relevanter Radionuklide und Radionuklidgruppen am Ende der Betriebsphase des Endlagers Konrad auf die in den Endlagerungsbedingungen Konrad festgelegten Werte begrenzt. Bei den nichtradioaktiven Stoffen ist die Einlagerung von Stoffen nach Liste I und Liste II der Anlage zur Grundwasserverordnung [3-23] sowie von sonstigen Stoffen, die schädliche Verunreinigungen im Sinne des § 137 NWG [3-24] verursachen können, zusätzlich zum radioaktiven Inventar nur zulässig, soweit sie in der Genehmigung ausdrücklich aufgeführt sind. Die jeweiligen Massen sind nur in der angegebenen Menge zulässig [3-11].

Die beiden Nebenbestimmungen aus der qualifizierten wasserrechtlichen Erlaubnis lauten:

1. *Der Betreiber muss die Zusammensetzung der zu entsorgenden Abfälle überwachen. Die tatsächlich eingelagerten Radionuklide, ..., und die nichtradioaktiven Schadstoffe ... sind fortlaufend zu erfassen und nach Art und Menge zu bilanzieren. Schadstoffe, die nachteilige Veränderungen im Sinne des § 137 NWG hervorrufen können ... und die nicht in der Genehmigung erfasst sind, dürfen nicht entsorgt werden. Für die bereits vorhandenen konditionierten Abfälle (sog. Altabfälle) ist der Inhalt der Behältnisse zu schätzen. Die Ergebnisse der Schätzung sind in Abfalldatenblättern für die Behälter einzutragen.*
2. *Die Bezirksregierung Braunschweig (heute: Niedersächsischer Landesbetrieb für Wasserwirtschaft, Küsten- und Naturschutz (NLWKN)) als zuständige Wasserbehörde ist der Beginn der Einlagerungsarbeiten vier Wochen im Voraus anzuzeigen. Die jährlichen Daten*

über die tatsächliche Einlagerung sind der Behörde in folgender Form eines Jahresberichtes zu übermitteln. In diesem Bericht sind für das gelagerte Radionuklidinventar die nuklidspezifische Aktivität und Masse und für die nichtradioaktiven gefährlichen Stoffe die Massen für jeden einzelnen Stoff anzugeben.

Die gehobene wasserrechtliche Erlaubnis zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen im Endlager Schacht Konrad, Anhang 4 zum Planfeststellungsbeschluss [3-11], legt somit die Beschränkungen für die Endlagerung radioaktive Abfälle mit den darin enthaltenen nichtradioaktiven Stoffen fest. In der Nebenbestimmung 1 wird die fortlaufende Überwachung, Erfassung und Bilanzierung der in den Abfallgebinden enthaltenen nichtradioaktiven schädlichen Stoffe nach Art und Menge verlangt. Es muss eine Bilanzierung der Massen einzelner Stoffe erfolgen. Zusätzlich hat das BfS der zuständigen Wasserbehörde, dem Niedersächsischen Landesbetrieb für Wasserwirtschaft, Küsten- und Naturschutz (NLWKN), die jährlichen Daten über die tatsächliche Einlagerung in Form eines Jahresberichtes jeweils bis zum 31. März des nachfolgenden Jahres vorzulegen (Nebenbestimmung 2). Gemäß der gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis sind die Ablieferungspflichtigen dazu verpflichtet die abzugebenden Abfälle stofflich aufzuschlüsseln und im Falle eines Anteils größer dem Beschreibungsschwellenwertes diese zu beschreiben. Die jeweiligen Angaben der stofflichen Zusammensetzung werden unter Anwendung einer Stoffliste erfasst. Die jeweiligen Deklarations- und Beschreibungsschwellenwerte sind gemäß dem rechnerischen Nachweis in der Stoffliste hinterlegt und dienen zur Beschreibung der Zusammensetzung der jeweiligen Abfälle in Form eines zugelassenen Stoffvektors. In der Gehobenen wasserrechtlichen Erlaubnis in Anhang 4 zum PFB werden 94 schädliche nicht radioaktive Stoffe (PFB-Stoffe) benannt, deren Grenzkonzentrationen in der Stoffliste hinterlegt sind und deren maximal im Endlager Schacht Konrad einlagerbare Masse begrenzt ist (siehe Tabelle 3-17). Die Begrenzungen für diese schädlichen Stoffe als Bestandteile in den radioaktiven Abfällen stellen keine Begrenzung ihrer sicherheitstechnisch maximal möglichen Massen dar, sondern sind Ergebnisse von Bestandsaufnahmen/Abfragen bei den Ablieferungspflichtigen Ende der 1980er Jahre. Sie umfassen alle radioaktiven Abfälle, die nach damaligem Stand in das Endlager Schacht Konrad eingelagert werden sollten. Der rechnerische Nachweis dient dabei zum Nachweis der Unbedenklichkeit der jeweiligen Stoffe unterhalb ihrer abgeleiteten Deklarationsschwellenwerte. Die entsprechenden Kriterien für das Vorliegen einer potentiell schädlichen Veränderung des oberflächennahen Grundwassers wird dabei aus dem einschlägigen Regelwerk (Grenzwerte der Trinkwasserverordnung [3-25], [3-26], die Geringfügigkeitsschwellen der LAWA [3-27], [3-28] und die Anforderungen des DVGW-Regelwerks [3-29]) ermittelt.

Tabelle 3-17 Maximal einlagerbare Massen von Stoffen gemäß Liste II der Anlage zur Grundwasserverordnung am Ende der Betriebsphase des Endlagers Schacht Konrad aus [3-11]

Stoff	Masse / kg
Halogenierte Naphthaline	8,60E-03
Halogenierte Phenole	8,60E-03
Biphenyle	1,72E-03
Hexachlorbenzol	1,72E-03

g-Hexachlorcyclohexan	(Lindan)	1,72E-03
Phosphorsäureester		6,55E+04
Tributylphosphat		8,21E+02
Dibutylphosphat		7,89E+02
Hexamethylphosphorsäuretriamid		8,60E-03
Na-Ethylendiamintetraessigsäure		2,10E+04
Ethylendiamintetraessigsäure		3,96E+03
Na-Nitrilotriessigsäure		1,94E+01
Gold		1,47E+03
Caesium		3,87E+03
Lithium		6,63E+04
Platin		1,03E-02
Rubidium		7,10E+04
Strontium		8,08E+05
Quecksilber		4,37E+01
Cadmium		1,82E+05
Ölrückstände		7,39E+04
Öl		4,84E+04
Alkane	(Paraffine)	2,77E+03
Toluol		9,79E+02
Xylol		9,79E+02
Kerosin		7,14E+01
Polystyrol	(PS)	2,45E+06
Polyethylen	(PE)	1,44E+05
Polypropylen	(PP)	3,50E+04
PE/PP		9,99E+04
Divinylbenzol		5,05E+04
Cyanide		2,74E+04
Zink		5,39E+05
Kupfer		2,63E+06
Nickel		5,53E+06
Chrom		3,05E+06
Chrom (VI)		8,00E+04
Blei		3,34E+07
Selen		4,87E+01
Arsen		3,37E+02
Antimon		3,16E+04
Molybdän		1,69E+05
Titan		1,84E+07
Zinn		7,24E+04
Barium		7,74E+05
Beryllium		2,45E+01

Bor	8,44E+05
Uran	2,35E+04
Vanadium	1,34E+06
Kobalt	8,62E+04
Thallium	6,49E+01
Tellur	3,24E+01
Silber	1,03E+05
Aluminium	3,20E+07
Chlor	2,92E+05
Eisen	6,32E+08
Mangan	2,65E+06
Natrium	5,86E+06
Sulfat (SO ₄)	1,31E+06
Tenside	4,34E+05
Nichtionische Tenside	1,74E+05
Anionische Tenside	1,30E+05
Benzalkoniumchlorid	2,58E+02
Calcium	1,80E+08
Kalium	3,48E+06
Magnesium	7,65E+06
NO ₃	6,32E+05
SiO ₂	7,43E+05
Biozide, Mikrobiozide ¹⁾	4,65E+03
Organische Siliziumverbindungen	7,48E+04
Silikonöl	3,01E+03
Phosphate	1,65E+05
Calciumpyrophosphat	2,02E+05
Komplexphosphate	2,06E+04
Zn-Phosphat/Oxid	6,46E+04
Na ₅ -Tripolyphosphat	4,32E+04
Phosphonate	1,61E+04
Kaliumpyrophosphat	1,16E+04
Natriumdihydrogendiphosphat	1,89E+03
Phosphorpentoxid	7,39E+02
Fluoride (anorganisch)	2,90E+05
Fluoride (organisch)	5,96E+04
Ammoniak, angegeben als NH ₄	8,16E+05
Nitrite	1,29E+04
Wismut	3,64E+04
Thorium	1,16E+04
Oxalsäure	7,41E+02
Na ₂ -Oxalat	1,21E+05

Citronensäure	1,55E+03
NH ₄ -Citrat	9,53E+04
Trinatriumcitrat	2,37E+04
Dinatriumhydrogencitrat	1,29E+04
Na ₂ -Tartrat	1,95E+04
Asbest	1,50E+06
¹⁾ Selbstbeschränkung auf 930 kg	

4 ANNAHMEKRITERIEN FÜR DIE ENTSORGUNG VON RADIOAKTIVEN ABFÄLLEN IN DEM OBERFLÄCHENNAHEN ENDLAGER DESSEL, BELGIEN

4.1 Zugrundeliegende Dokumente

Die verschiedenen Szenarien, auf deren Basis die Annahmebedingungen für das Endlager Dessel hergeleitet wurden, finden sich in den Sicherheitsberichten zu dem Endlager Dessel:

- Hoofdstuk 14 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel - Veiligheidsevaluatie – Langetermijnveiligheid [4-01] (*Kapitel 14 aus dem Sicherheitsbericht für die Oberflächendeponie für Abfälle der Kategorie A in Dessel - Sicherheitsbewertung - Langfristige Sicherheit*)
- Hoofdstuk 15 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel - Conformiteitscriteria voor bergingscolli [4-02] (*Kapitel 15 des Sicherheitsberichts für die Oberflächendeponie für Abfälle der Kategorie A in Dessel - Konformitätskriterien für Entsorgungskolli*)
- Hoofdstuk 17 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel - Technische specificaties [4-03] (*Kapitel 17 aus dem Sicherheitsbericht für die Oberflächenabfallentsorgungsanlage der Kategorie A in Dessel - Technische Spezifikationen*)
- Hoofdstuk 13 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel - Veiligheidsevaluatie – Operationele veiligheid [4-04] (*Kapitel 13 aus dem Sicherheitsbericht für die Oberflächenabfallentsorgungsanlage der Kategorie A in Dessel - Sicherheitsbewertung - Betriebssicherheit*)
- Hoofdstuk 6 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel – Afval [4-05] (*Kapitel 6 aus dem Sicherheitsbericht für die Oberflächenabfallentsorgungsanlage der Kategorie A in Dessel - Abfall*)
- Hoofdstuk 9 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel – Uitbating [4-06] (*Kapitel 9 aus dem Sicherheitsbericht für die Oberflächenabfallentsorgungsanlage der Kategorie A in Dessel - Uitbating*)
- Hoofdstuk 12 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel – Stralingsbescherming [4-07] (*Kapitel 12 aus dem Sicherheitsbericht für das Oberflächenlager für Abfälle der Kategorie A in Dessel - Strahlenschutz*)
- Hoofdstuk 16 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel – Monitoring [4-08] (*Kapitel 16 aus dem Sicherheitsbericht für die Oberflächenabfallentsorgungsanlage der Kategorie A in Dessel - Überwachung*)
- Hoofdstuk 7 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel - Ontwerp en constructie van de bergingscolli [4-09] (*Kapitel 7 aus dem Sicherheitsbericht für die Oberflächenabfalldeponie der Kategorie A in Dessel - Planung und Bau der Deponiekolli*)

4.2 Die radiologischen WAC für das oberflächennahe Endlager Dessel

4.2.1 Einführung und Aufbau der WAC

Das Endlager in Dessel wird eine Lösung für die Entsorgung der belgischen Abfälle der Kategorie A bieten. Hierzu gehören alle schwach- und mittelaktiven Abfälle mit kurzen Halbwertszeiten. Sie stammen hauptsächlich aus dem Betrieb von Kernkraftwerken, aber auch aus der Wiederaufbereitung abgebrannter Brennelemente, der Forschung und der Herstellung von Radioisotopen und deren Verwendung in der Medizin und der Nuklearindustrie. Aufgrund dieser Eigenschaften ist Abfall der Kategorie A sicher für die oberirdische Entsorgung. Die Entsorgung radioaktiver Abfälle zielt darauf ab, radioaktive Stoffe zu immobilisieren, so dass sie nicht in die Umwelt gelangen. Dabei soll die Immobilisierung und die Abtrennung der Abfälle so lange aufrechterhalten werden, dass durch den Zerfall kurzlebiger Elemente (über einen Zeitraum von 300 Jahren) die Abfälle den größten Teil ihrer Radioaktivität verloren haben. Sobald das Endlager geschlossen wird, sollen die letzten Barrieren für die passive Immobilisierung und Isolierung der Abfälle errichtet werden, und das Endlager soll so zu einem passiven System werden. Diese Lösung soll eine langfristige passive Sicherheit gewährleisten. Das bedeutet, dass nach dem vollständigen Verschluss des Endlagers und der Entlassung aus der behördlichen Aufsicht das auf dem Gelände der Anlage etablierte System in der Lage sein wird, den Schutz von Mensch und Umwelt zu gewährleisten, ohne dass weiteres menschliches Eingreifen erforderlich ist. Die Überwachung und Kontrolle der Anlage nach dem Verschluss für einen Zeitraum, der der Halbwertszeit der radiologischen Quelle im Endlager entspricht, wird als Teil der Strategie zur langfristigen Sicherheit betrachtet.

Das Endlager selbst besteht im Wesentlichen aus folgenden Elementen (vergleiche Abbildung 4-1):

- Einem modularen Endlager, das aus nebeneinander angeordneten Stahlbetonmodulen besteht. Diese Module sind dafür vorgesehen, Monolithen– Betonbehälter, in denen Abfallgebinde oder Schüttgut in zementhaltigem Mörtel fixiert sind – aufzunehmen. Üblicherweise werden die radioaktiven Abfälle in 200-l-Fässern oder in 400-l-Fässern konditioniert. Diese Fässer werden zu je 5 (200-l-Fässer) oder zu je 4 (400-l-Fässern) in Betonkästen (Caissons) gestellt und dort mit Mörtel zu einem Monolithen vergossen. Manchmal wird ein einzelnes großes 600-l-Fass in einen Betonkasten gestellt. Ein solcher Monolith schirmt die radioaktive Strahlung ab und schließt die radioaktiven Stoffe ein. Auch Schüttgut kann direkt in den Betonkasten mit Mörtel eingekapselt werden.
 - Die **Monolithen** werden in **Lagermodulen** untergebracht, Betonbunkern mit dicken Wänden aus Stahlbeton. Jedes **Modul** misst etwa 25 mal 27 Meter und kann je nach Monolithtyp 780 oder 936 Monolithen enthalten. Die **Module** sind strukturell unabhängig voneinander. Die Befüllung der **Module** wird durch die Abfallproduktionsrate und den Zeitplan für den Rückbau der Kernanlagen bestimmt. Die **Module** sind durch einen zentralen **Kontrollgang** miteinander verbunden und verfügen über **Inspektionsräume** sowie ein Drainagesystem unterhalb des Betonfundamentes unter jedem **Modul**, das frühzeitig Risse oder Wasserinfiltrationen erkennen soll. Die Module sind auf einem mehrschichtigen Damm von nahezu drei Metern Dicke errichtet, der auch bei Überschwemmungen für die Sicherheit sorgt.
 - Nachdem ein **Modul** mit **Monolithen** gefüllt wurde, werden die verbleibenden Zwischenräume mit feinem Kies aufgefüllt, sodass die Monolithen bei Bedarf wieder

entnommen werden können. Anschließend wird das **Modul** mit einer Betonplatte verschlossen.

- Während der Entsorgungsarbeiten wird jedes Modul mit einem provisorischen Stahldach abgedeckt. Sobald alle **Module** gefüllt sind, wird dieses provisorische Dach durch eine dauerhafte, mehrschichtige Abdeckung ersetzt. Diese besteht aus verschiedenen natürlichen und künstlichen Schichten, die die darunter liegenden zementgebundenen Strukturen schützen und das Eindringen von Wasser minimieren, wodurch eine **Tumulusstruktur** entsteht.
- Nach Jahrzehnten der Kontrolle und Überwachung der Anlage – insbesondere durch das Drainagesystem und die **Inspektionsräume** – wird das Endlager durch das Verfüllen der Kontrollräume und des **Inspektionsgangs** abgeschlossen und schließlich in seine endgültige Konfiguration überführt.

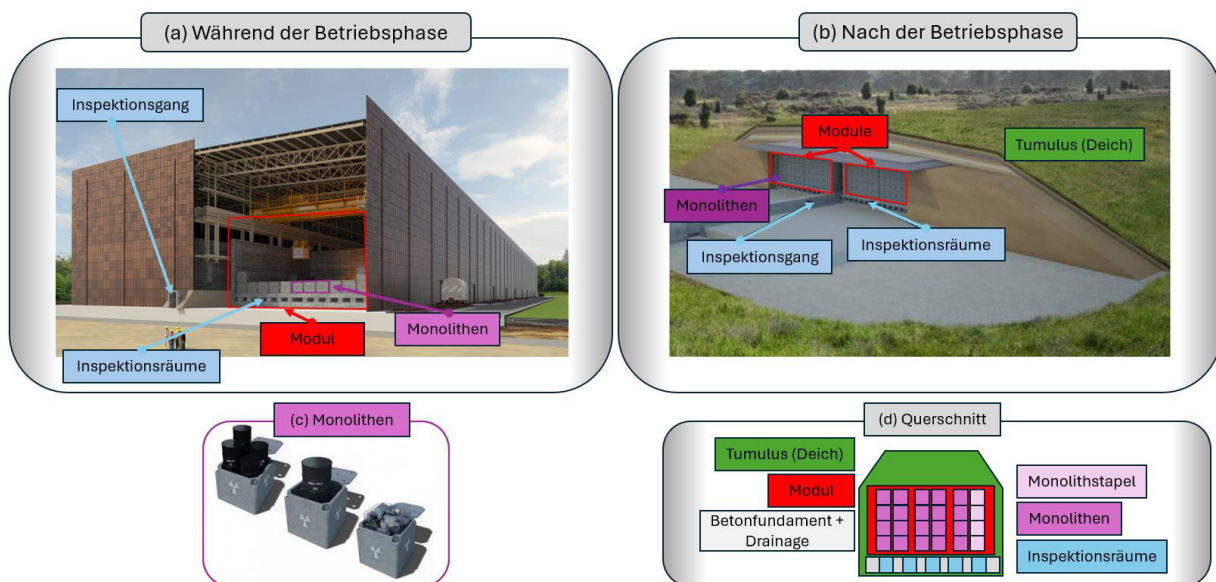


Abbildung 4-1 Verschiedene Ansichten des oberflächennahen Endlagers in Dessel: (a) Während der Betriebsphase und (b) nach der Betriebsphase. (c) Darstellung der einzelnen Monolithbehälter und (d) einen Querschnitt des Endlagers [4-10].

4.2.2 Festlegung der radiologischen Kriterien für die Entwicklung der WAC

Der erste Satz von WAC bezieht sich auf jedes als Monolith angelieferte konditionierte Abfallprodukt und ist in Tabelle 4-1 wiedergegeben. Die Werte gelten separat, d.h. ohne Summierungsregel. In Kapitel 15 des Sicherheitsberichts (veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel, NIROND-TR 2011-15 Versie 3; Januar 2019) [4-02] finden sich die folgenden radiologischen Kriterien:

4.2.2.1 Konformitätskriterium 1

In jedem Gebinde eines Monolithen, der Gebinde mit konditionierten Abfällen enthält, sowie in einem Monolithen, der direkt eingebrachte und/oder verarbeitete radioaktive Abfälle enthält, muss die Aktivitätskonzentration jedes der (28) kritischen Radionuklide kleiner oder gleich der in Tabelle 4-1 angegebenen spezifischen Konzentrationsgrenze (CLI) sein.

Tabelle 4-1 Grenzwerte für die Aktivitätskonzentration der einzelnen kritischen Radionuklide (CLI) aus [4-02]

Nuklid	CLI [Bq/m³]	Nuklid	CLI [Bq/m³]	Nuklid	CLI [Bq/m³]
Ag-108m	1E+08	Mo-93	1E+08	Sn-126	1E+08
Am-241	2E+09	Nb-94	7E+08	Sr-90	1E+11
Am-243	1E+08	Ni-59	1E+11	Tc-99	1E+10
C-14	1E+11	Ni-63	1E+13	U-234	1E+09
Ca-41	1E+09	Np-237	1E+08	U-235	1E+07
Cl-36	1E+08	Pu-238	1E+09	U-236	1E+08
Cm-244	1E+09	Pu-239	5E+08	U-238	1E+08
Cs-135	1E+08	Pu-240	1E+09	Zr-93	1E+09
Cs-137	1E+12	Pu-241	8E+10		
I-129	1E+08	Se-79	1E+09		

Das Konformitätskriterium dient zur Beschränkung der maximalen Radionuklidkonzentrationen pro Verpackung und pro Monolith.

4.2.2.2 Konformitätskriterium 2

Das zweite Kriterium basiert auf dem Grundsatz, dass die Aktivitätskonzentration innerhalb eines Monolithen nicht zu hoch sein darf, da bei der Befüllung des Endlagers das zu entsorgende Volumen in seiner Gewichtung die zu entsorgende Aktivität überwiegt (siehe [4-01] § 14.16.5.2.3).

Die in Tabelle 4-2 angegebenen Werte basieren auf den Betriebsgrenzwerten für die Aktivität der einzelnen kritischen Radionuklide in einem Monolithen (OLI) für den östlichen Teil (Tumulus) des oberflächennahen Endlagers Dessel. Unter Berücksichtigung des Abfallinventars und der Ergebnisse der Sicherheitsbewertungen kann ein theoretisches Nuklidinventar abgeleitet werden, welches in das Endlager verbracht werden darf. Die Aktivität pro kritischem Nuklid im entsprechenden Quellterm liefert im Prinzip die entsprechenden operativen Grenzwerte (OLI) für die Endlagerung. Allerdings sind zukünftige mögliche Änderungen im Inventar nicht ausgeschlossen. Daher wurde ein Bereich vorgeschlagen, innerhalb dessen der OLI variieren kann: Die untere Grenze dieses Bereichs ist 0, die obere Grenze entspricht der Entsorgungsgrenze (BLI), die dem 3-fachen OLI entspricht. Neben dem OLI und dem BLI werden auch absolute Konzentrationsgrenzen (CLI) festgelegt, welche Aktivitätskonzentrationsabweichungen innerhalb einzelner Monolithen berücksichtigen.

Tabelle 4-2 Betriebsgrenzwerte für die Aktivität der einzelnen kritischen Radionuklide (OLI) für den östlichen Tumulus aus [4-02]

Nuklid	OLI [Bq]	Nuklid	OLI [Bq]
Ag-108m	$1,59 \times 10^{10}$	Np-237	$5,87 \times 10^8$
Am-241	$3,75 \times 10^{11}$	Pu-238	$2,20 \times 10^{11}$
Am-243	$1,13 \times 10^{10}$	Pu-239	$6,46 \times 10^{10}$
C-14	$5,03 \times 10^{12}$	Pu-240	$6,81 \times 10^{10}$
Ca-41	$1,59 \times 10^{12}$	Pu-241	$7,31 \times 10^{12}$
Cl-36	$1,39 \times 10^{10}$	Se-79	$6,20 \times 10^8$
Cm-244	$1,31 \times 10^{11}$	Sn-126	$8,62 \times 10^8$
Cs-135	$2,57 \times 10^8$	Sr-90	$2,20 \times 10^{12}$
Cs-137	$5,57 \times 10^{13}$	Tc-99	$5,15 \times 10^{10}$
I-129	$9,72 \times 10^8$	U-234	$5,32 \times 10^{10}$
Mo-93	$1,40 \times 10^{10}$	U-235	$2,59 \times 10^9$
Nb-94	$2,75 \times 10^{11}$	U-236	$4,00 \times 10^{10}$
Ni-59	$3,44 \times 10^{12}$	U-238	$1,52 \times 10^{10}$
Ni-63	$3,75 \times 10^{14}$	Zr-93	$1,12 \times 10^9$

Das zweite Konformitätskriterium wird für jeden Monolithen aus den OLI-Werten in Tabelle 4-2 abgeleitet. Er ist im Sicherheitsbericht wie folgt angegeben (Arbeitsübersetzung):

Für einen Monolithen aus gebündelte konditionierten Abfällen muss der radiologische Heterogenitätsfaktor (Z_{monolith}) kleiner oder gleich 85 sein, wobei dieser Faktor wie folgt definiert ist:

$$Z_{\text{Monolith}} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \frac{A_{i,\text{Monolith}}}{\text{OLI}_i / 17240}$$

wobei:

N: die Anzahl der Radionuklide in der obigen Tabelle [Tabelle 2.2]

$A_{i,\text{Monolith}}$: die Gesamtaktivität (Bq) eines bestimmten kritischen Radionuklids (i) im monolithischen Behälter

OLI_i : der Wert, der einem bestimmten kritischen Radionuklid (i) in der Tabelle 15-5 entspricht

4.2.2.3 Konformitätskriterium 3

Das Kriterium basiert auf der Wahrscheinlichkeit eines Eintritts eines unbeabsichtigten Eindringens von Menschen mit einem betroffenen Umfang eines Monolithen und den entsprechenden radiologischen Auswirkungen [4-01], § 14.16.5.1.1 und § 14.16.5.2.1 (Arbeitsübersetzung):

In jedem Behälter des Typs Monolith, welcher Gebinde mit konditionierten Abfällen enthält, sowie für jeden Behälter des Typs Monolith, welcher direkt eingebrachte rohe und/oder verarbeitete radioaktive Abfälle enthält, muss im Szenario Analyse eines Bohrkerns bei unbeabsichtigtem Eindringen von Menschen eine radiologische Belastung kleiner oder gleich 3 mSv haben (entsprechend den Hypothesen in Kapitel 14 des Sicherheitsberichts).

Dies wird durch die Reihe von Aktivitätskonzentrationswerten in Tabelle 4-3 quantifiziert.

Tabelle 4-3 Aktivitätskonzentrationswerte für einzelne Monolithen, abgeleitet aus dem Szenario des menschlichen Eindringens oder „Bohrkernszenarios“ (wiedergegeben aus dem Schreiben von ONDRAF/NIRAS an Electrabel vom 16. November 2017)

Nuklid	$C_{i,max} [Bq/m^3]$	Nuklid	$C_{i,max} [Bq/m^3]$
Ag-108m	$1,12 \times 10^9$	Np-237	$1,91 \times 10^9$
Am-241	$2,92 \times 10^9$	Pu-238	$1,84 \times 10^{10}$
Am-243	$1,38 \times 10^9$	Pu-239	$1,60 \times 10^9$
C-14	$1,13 \times 10^{12}$	Pu-240	$1,63 \times 10^9$
Ca-41	$2,52 \times 10^{12}$	Pu-241	$8,51 \times 10^{10}$
Cl-36	$1,89 \times 10^{11}$	Se-79	$8,21 \times 10^{11}$
Cm-244	$5,93 \times 10^{11}$	Sn-126	$5,47 \times 10^8$
Cs-135	$7,09 \times 10^{11}$	Sr-90	$1,12 \times 10^{14}$
Cs-137	$7,09 \times 10^{11}$	Tc-99	$3,74 \times 10^{11}$
I-129	$4,01 \times 10^{10}$	U-234	$2,09 \times 10^{10}$
Mo-93	$9,30 \times 10^{10}$	U-235	$3,74 \times 10^9$
Nb-94	$7,11 \times 10^8$	U-236	$2,38 \times 10^{10}$
Ni-59	$4,36 \times 10^{11}$	U-238	$1,36 \times 10^{10}$
Ni-63	$4,20 \times 10^{14}$	Zr-93	$5,31 \times 10^{11}$

4.2.2.4 Weitere radiologische Konformitätskriterien für einzelne Monolithen

- Die von den Abfällen ausgehende Radonemission darf die radiologischen Messungen im Endlager nicht stören. Wegen des Problems der Radon-Emanation sollten radium- oder thoriumhaltige Abfälle von den Endlagern ausgeschlossen werden.

Bei einem Monolithen mit konditionierten Abfallgebinden darf kein Gebinde die Summe der angegebenen Aktivitäten von Ra-226 und Th-232 geteilt durch die Masse der Abfallform enthalten, größer als 1000 Bq/kg sind. Dabei ist die Masse der Abfallform gleich der Masse des Versandstücks abzüglich der Masse der Verpackung. Bei einem Monolithen, der direkt eingebrachte rohe und/oder verarbeitete radioaktive Abfälle enthält, ist die Summe der angegebenen Aktivitäten von Ra-226 und Th-232, geteilt durch die Masse der eingebrachten radioaktiven Abfälle, 1000 Bq/kg nicht überschreiten.

- Aus Gründen des Strahlenschutzes des Endlagers [4-07] ist die Dosisleistung von Monolithen begrenzt und das Endlager muss unter normalen Bedingungen kontaminationsfrei sein. Folglich muss die Dosisleistung eines Monolithen mit den Werten der Auslegungsannahmen für die Entsorgung übereinstimmen.

Die Dosisleistung eines Monolithen sollte bei Kontakt 20 mSv/h nicht überschreiten.

- Jede Möglichkeit der unbeabsichtigten Bildung kritischer Massen muss vermieden werden (Artikel 28 ARBIS). Außerdem sollte die Menge an langlebigen Radionukliden in den Abfällen, die für die Oberflächenlagerung bestimmt sind, so gering wie möglich sein. Daher sollte das Vorhandensein von spaltbarem Material in radioaktiven Abfällen begrenzt werden.

Das Risiko der Kritikalität bei der Entsorgung darf nicht gegeben sein.

- Der Ausschluss des Kritikalitätsrisikos während der Betriebszeit wird durch die in der ONDRAF/NIRAS-Notiz 2018-1597 [R15-7] erläuterten Massengrenzwerte und Summierungsregel gewährleistet.

Bei einem Monolithen, der nur 400-Liter-Versandstücke, 600-Liter-Versandstücke oder überverpackte 400-Liter-Versandstücke mit konditionierten Abfällen enthält, darf die Summe der eingebrachten Massen aus von U-235 und Pu-239 nicht größer als 50 g und die eingebrachte Masse von Pu-241 nicht größer als 86 g sein.

Bei einem Monolithen, der eine andere Art von Versandstück mit konditioniertem Abfall enthält, darf die Summe der eingebrachten Massen von U-235, Pu-239 und Pu-241 in keinem der Versandstücke (Collo) 15 g überschreiten.

Bei einem Monolithen, der direkt eingebrachte rohe und/oder verarbeitete radioaktive Abfälle enthält, darf die Summe der eingebrachten Massen von U-235, Pu-239 und Pu-241 15g nicht überschreiten.

Die **Dosiskriterien** für die Entsorgung von radioaktiven Abfällen in dem Endlager Dessel orientieren sich im Wesentlichen an den **IAEA-Leitlinien** (International Atomic Energy Agency), beinhalten jedoch speziellere Vorgaben für **Szenarien des menschlichen Eindringens** in das Endlager, da solche Ereignisse in der Planung als kritisch betrachtet werden. Hier sind einige der wesentlichen Punkte und Kriterien zusammengefasst:

1. Sicherheitsziel und Schutzkriterien:

- a) Das Endlager soll so ausgelegt sein, dass der Schutz von Mensch und Umwelt nach der Stilllegung optimiert wird, unter Berücksichtigung sozialer und wirtschaftlicher Faktoren.
- b) Es muss gewährleistet werden, dass die Expositionen für die Bevölkerung langfristig **die festgelegten Dosisgrenzwerte** nicht überschreiten.

2. Dosisgrenzwerte und Risikobeschränkungen:

- a) Der **Dosisgrenzwert für die Bevölkerung** liegt bei **1 mSv pro Jahr** aus allen geplanten Expositionsquellen. Diese Dosis darf langfristig nicht überschritten werden.

- b) Ein Endlager muss so ausgelegt sein, dass für eine repräsentative Person, die durch natürliche Prozesse (z. B. geologische Veränderungen) exponiert wird, die Dosis **0,3 mSv pro Jahr** nicht überschreitet oder das **Risiko von 10^{-5} pro Jahr** nicht überschreitet.
- c) Bei **unbeabsichtigtem Eindringen** nach der Stilllegung (z. B. durch Menschen) sind keine weiteren Sicherheitsmaßnahmen erforderlich, wenn die jährliche Dosis unter **1 mSv** bleibt.
- d) Wenn ein Eindringen zu einer **jährlichen Dosis von mehr als 20 mSv** führen könnte, müssen alternative Entsorgungsoptionen wie die **tiefer Lagerung** oder die **Abtrennung hochradioaktiver Stoffe** in Betracht gezogen werden.
- e) Wenn die Dosis im Bereich von **1-20 mSv** liegt, sind während der Planungsphase **Maßnahmen zur Eindämmung** der Wahrscheinlichkeit des Eindringens oder zur **Begrenzung seiner Folgen** erforderlich.
- f) Weitere Überlegungen betreffen die **deterministischen Wirkungen** auf Organe, die bei Überschreitung von Schwellenwerten berücksichtigt werden müssen.

4.2.3 Grundlagen für die radiologischen Annahmekriterien für das oberflächennahe Endlager Dessel

Die nachfolgend dargestellten Bewertungen bezüglich der WAC für das Endlager in Dessel wurden hauptsächlich aus dem bereits genannten Sicherheitsbericht abgeleitet. Weiteres Material für die Sicherheitsbewertung kann auf der Website der FANC unter dem nachfolgenden link: <https://fanc.fgov.be/nl/informatiedossiers/radioactief-afval/beheer-van-radioactief-afval/berging/oppervlakteberging-dessel> eingesehen werden.

Die WAC wurden aus Szenarien und Annahmen abgeleitet, die sich auf Folgendes beziehen:

- Sicherheit durch Isolation und Immobilisierung während eines Referenzszenarios (das Szenario welches die erwartete langfristige Entwicklung der Einrichtung berücksichtigt),
- menschliches Eindringen (Human Intrusion Scenario - HIS).

Die langfristige Sicherheit eines oberflächennahen Endlagers, wie es derzeit in Dessel gebaut wird, berücksichtigt dabei die Freisetzung von Aktivität durch:

- Degradation der Barrieren oberhalb der radioaktiven Abfälle, so dass Niederschlagswasser in die Module eindringen können.
- Degradation der Monolithen, so dass Wasser in die radioaktiven Abfälle eindringen und Radionuklide auslaugen kann.
- Versagen aller Barrieren unterhalb der radioaktiven Abfälle, so dass radionuklidhaltiges Sickerwasser durch die Tragschicht und den darunterliegenden ungesättigten Boden in das Grundwasser gelangen kann, wobei davon ausgegangen wird, dass das Entwässerungssystem nicht mehr funktionsfähig ist.
- Entnahme von Grundwasser durch einen privaten Brunnen auf einem Grundstück in der Nähe der Anlage und Nutzung des Grundwassers als Trinkwasser und für andere Zwecke

Für die Berechnung eines solchen Szenarios wird die durchschnittliche Aktivität im Endlager berücksichtigt. Schwankungen des Aktivitätsinventars zwischen einzelnen Behältern sind für die langfristige Exposition der Bevölkerung von geringer Bedeutung. Dies ist die Grundlage für die Ableitung der OLI-Werte.

Szenarien in Bezug auf menschliches Eindringen und unbeabsichtigte Beschädigungen des Endlagers, die zur Freisetzung eines Teils des radioaktiven Inventars führen, wurden in dem Dokument mit dem Titel "Adaptations annoncées des critères d'acceptation des DNC et DC pour la conformité des déchets actuels au stockage en surface" (ONDRAF/NIRAS, 2017) aufgeführt. Intrusionsszenarien beziehen sich auf zukünftige menschliche Aktivitäten, die eine oder mehrere Barrieren des Endlagersystems stören oder umgehen, wodurch der Einschluss und/oder die Einschlusskapazität des Endlagersystems beeinträchtigt werden und der Betreiber des Endlagers und/oder die benachbarte Bevölkerung möglicherweise einem radiologischen Risiko ausgesetzt werden.

Die in Tabelle 4-4 aufgeführten Szenarien, die den Berichten der FANC aus dem Jahr 2013 entnommen sind, werden bei der Analyse der Szenarien für menschliches Eindringen berücksichtigt. Für die Berechnung der freigesetzten Menge an Radionukliden wurden je nach Betrachtungsszenario unterschiedliche Radionuklidinventare betrachtet. Diese ergeben sich nicht aus der Gesamtheit der eingelagerten Radionuklide des Endlagers in Dessel, sondern aus den abgeschätzten mittleren Aktivitäten pro Endlagereinheit. Es wird in den jeweiligen Szenarien davon ausgegangen, dass durch bestimmte Eingriffe von außen nicht das ganze Endlager beeinträchtigt wird, sondern sich die Freisetzung auf bestimmte Einheiten beschränkt. Die kleinste zu beeinflussende Einheit wird hierbei durch (a) einzelne Fässer gebildet, gefolgt von (b) einzelnen Monolithen/Caissons, (c) Modulen, (d) einer Einheit von bis zu 4 benachbarten Modulen und letztendlich (e) dem gesamten Tumulus. Die nachfolgende Tabelle 4-5 gibt einen Überblick, welche zu beeinflussende Einheit in Bezug auf die Szenarios zur Berücksichtigung von menschlichen Eingriffen auf das Endlager von außen berücksichtigt wurden. Sie bilden die Grundlage für die Ableitung der CLI-Werte.

Tabelle 4-4 Szenarien für menschliches Eindringen und ihre Auswirkungen [4-01]

Szenario	Direkter Effekt	Langzeiteffekt – Segregation	Langzeiteffekt - Eindämmung
Analyse eines Bohrkerns [S1]	Direktstrahlung ausgehend von dem Bohrkern	-	-
Durchführung einer Bohrung (kleinflächig) [S2]	Direktstrahlung ausgehend von dem Bohrloch	Aufenthalt nach der Bohrung [S4]	(Langzeit)Aufenthalt auf der Endlagerstätte [S6]
Bauaushub – Anlegen einer Baugrube (großflächig) [S3]	Direktstrahlung ausgehend von dem Bauaushub	Aufenthalt nach der Bautätigkeit [S5]	Schwächung der Rückhaltekapazität [S7]

Tabelle 4-5 Auswirkungen verschiedener menschlicher Eingriffe auf die verschiedenen Einheiten des Endlagers [4-01]. Die betrachteten Szenarien sind in Tabelle 4-4 mit den entsprechenden Abkürzungen gelistet.

	Szenario 1	Szenario 2	Szenario 3	Szenario 4	Szenario 5	Szenario 6	Szenario 7
(a) Fass	X	X		X		X	
(b) Monolith/ Caisson	X	X		X		X	
(c) Module			X		X	X	X
(d) Gruppe benachbarter Module			X		X	X	X
(e) Tumulus			X		X		X

Allen diesen Szenarien ist gemeinsam, dass sie sich auf einzelne Teile des Endlagers und die darin eingelagerten Abfälle beziehen, während sich die oben beschriebenen Szenarien für die langfristige Entwicklung auf die gesamte Aktivität innerhalb des Endlagers beziehen. Das bedeutet, dass die Szenarien für Störereignisse mit kleinräumigen Aktivitätskonzentrationen verbunden sind.

Das restriktivste der Szenarien für menschliches Eindringen ist das "Bohrkernszenario", ein äußerst konservatives Szenario, das hauptsächlich auf externer Bestrahlung (sowie mit geringerer Relevanz Inhalation, Ingestion, Hautkontamination) beruht. Dieses Szenario ist für die CLI-Werte mehrerer Radionuklide, z. B. Nb-94, einschränkend. Dieses und weitere Szenarien werden in den nachfolgenden Abschnitten weiter betrachtet betrachtet.

4.2.3.1 Analyse eines Bohrkerns

Das Szenario „Analyse eines Bohrkerns“ beschreibt eine Laboruntersuchung einer Bohrkernprobe aus einem Monolithen vom Typ I oder Typ II oder aus dem Innenvolumen von einem Monolithen vom Typ III. Die einzelnen Expositionspfade sind in Abbildung 4-2 dargestellt. Der Mitarbeiter des Labors, der die Analyse durchführt, ist in diesem Szenario die repräsentative Person. Der Abfall, dem er ausgesetzt ist, wird aus Gründen der Konservativität eine leichte Dispergierbarkeit unterstellt. Die Exposition erfolgt zum einen während der Analyse der Bohrkernprobe selbst und zum anderen während weiterer Arbeiten im Labor in Gegenwart des zurückgelassenen Bohrkerns. Dem Labormitarbeiter wird eine jährliche Aufenthaltsdauer von 1800 h in Probennähe unterstellt, währenddessen es zu einer externen Bestrahlung und Radoninhalation kommt. Da Bohrkernproben nur von einzelnen Monolithen entnommen werden, ist dieses Szenario in der Fallauslegung auch auf diese beschränkt. Die nachfolgenden Näherungen wurden für die Beschreibung dieses Szenarios getroffen:

- Eine externe Dosis durch Submersion wird angesichts der begrenzten Materialmenge nicht berücksichtigt.

Die nachfolgenden Expositionspfade fanden in diesem Szenario Anwendung:

- Hautkontamination.
- Äußere Exposition durch den sich im Labor befindlichen Bohrkern;
- Inhalation von Radon und dessen Folgeprodukten;
- Inhalation von Partikeln während der Arbeiten am Bohrkern;
- Ingestion von Partikeln während der Arbeiten am Bohrkern.

Die nachfolgenden Hypothesen fanden in diesem Szenario Anwendung:

- die radioaktive Beschaffenheit des Bohrkerns wird bei der Analyse nicht erkannt (Abschnitt 14.2.3.3.3 von [4-01]);
- der Labortechniker trägt keine Schutzausrüstung, wie z. B. eine Staubmaske oder Handschuhe (Abschnitt 14.2.3.3.3 von [4-01]);
- es wird davon ausgegangen, dass der Labortechniker im Laufe eines Jahres nur einmal eingreift, d. h. einen Bohrkern analysiert und weiter exponiert ist, solange dieser im Labor verbleibt;
- der Abfall im Bohrkern leicht dispergierbar ist, was zu einer hohen Staubbelastung führt;
- der gesamte Abfall ist homogen im Bohrkern verteilt;
- der durchschnittliche Abstand zwischen dem Laborarbeiter und dem Bohrkern beträgt 0,5 m;
- es wird davon ausgegangen, dass die Exposition durch den Bohrkern lange andauert und dass der Kern an einem zugänglichen Ort aufbewahrt wird, da in diesem Szenario davon ausgegangen wird, dass die radioaktive Natur des Materials nicht vermutet wird;
- der gesamte Aktivitätsgehalt des Quellterm 2013 V1 wird homogen über das gesamte Volumen des radioaktiven Abfalls verteilt (gerundet auf 50.000 m³).

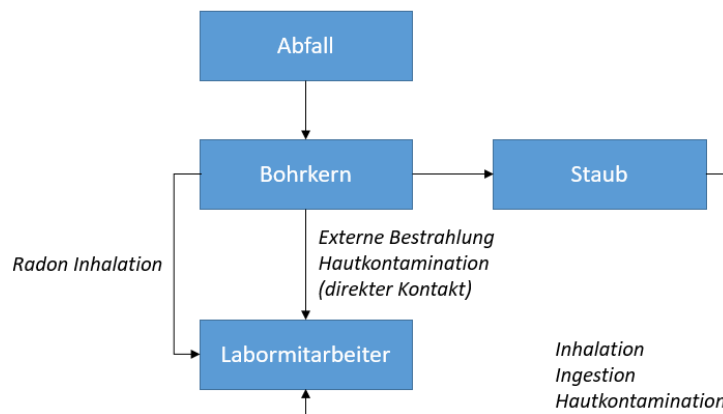


Abbildung 4-2 Überblick über die Expositionspfade im Szenario Analyse eines Bohrkerns [4-01]

4.2.3.2 Durchführung einer Bohrung (kleinflächig)

In dem Szenario „Durchführung einer Bohrung (kleinflächig) mit direkter Auswirkung“ wird davon ausgegangen, dass eine Tiefenbohrung durch den Tumulus in den Grundwasserleiter stattgefunden hat. Die einzelnen Expositionspfade sind in Abbildung 4-3 dargestellt. Die Bohrung wurde hierbei direkt durch den Abfall in einem Monolithenstapel durchgeführt. Dem bei der Bohrung an die Oberfläche gebrachte und um das Bohrloch herum verteilte Material wird aus Gründen der Konservativität eine leichte Dispergierbarkeit unterstellt. Für das Szenario werden der Radius des Bohrkerns, seine Höhe (definiert durch die Dicke der Abfallzone), die Bohrtiefe und die Expositionszeit berücksichtigt.

Die in diesem Szenario repräsentative Person ist der Arbeiter, welcher die Bohrung durchführt, wobei dieser 3 h täglich dem Staub ausgesetzt ist. Zusätzlich ist der Arbeiter ganztätig (8 h) dem an die Oberfläche gebrachten Material ausgesetzt, welches sich in unmittelbarer Nähe zum Arbeitsplatz befindet. Zusätzlich wird in diesem Szenario unterstellt, dass der Arbeiter, welcher die Bohrungen durchführt, keine Schutzkleidung trägt. Während der Arbeitstätigkeiten entstehen beim Bohrvorgang Staubpartikel, welche eingeatmet oder verschluckt werden können. Zusätzlich kommt es zu einer Abscheidung dieser Partikel auf der Haut des Arbeiters. Aufgrund ihrer Anordnung nach ihrer Verbringung wird in diesem Szenario ein Stapel von Monolithen berücksichtigt. In der Fallunterscheidung bezieht sich das Szenario auf einen einzelnen Stapel an Monolithen. In diesem Szenario wird gegen den Dosisreferenzwert von 3 mSv/a geprüft. Die nachfolgenden Näherungen wurden für die Beschreibung dieses Szenarios getroffen:

- Die externe Dosis durch Exposition sollte aufgrund der begrenzten Materialmenge des sich um das Bohrloch verteilten Materials im Vergleich zur internen Dosis (Ingestion/Inhalation von Staub) nicht signifikant sein.

- Für die Inhalation von Radon kann der Beitrag zur Gesamtdosis vernachlässigt werden, da Abschirmschichten vorhanden sind, eine starke Verdünnung des Radongases in der freien Luft stattfindet und die Expositionszeit stark begrenzt ist.
- Externe Strahlung durch den Abfall, welcher durch dicke Beton- und Erdschichten abgeschirmt wird, wird nicht berücksichtigt.

Die nachfolgenden Expositionspfade fanden in diesem Szenario Anwendung:

- Hautkontamination durch Staub (suspendierendes Material)
- Inhalation von Partikeln während der Arbeiten am Bohrloch
- Ingestion von Partikeln während der Arbeiten am Bohrloch

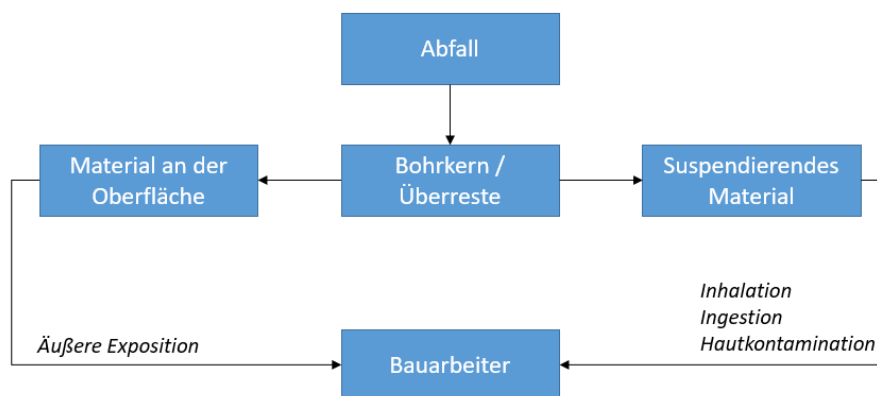


Abbildung 4-3 Überblick über die Expositionspfade im Szenario Durchführung einer Bohrung (kleinflächig) [4-01]

4.2.3.3 Bauaushub – Anlegen einer Baugrube (großflächig)

In dem Szenario "Bauaushub mit direkter Auswirkung" wird davon ausgegangen, dass der Aushub auf dem östlichen Tumulus, parallel zur Längsachse des Grabhügels, stattgefunden hat. Die Aushubtiefe beträgt 7 m und wird so festgelegt, dass sie einer Tiefe von 1,09 m im Abfall entspricht (Abschnitt 14.10.4.1 von [4-01]). Die einzelnen Expositionspfade werden in Abbildung 4-4 dargestellt. Hierbei handelt es sich um ein abdeckendes Szenario, da die gesamte Länge des Tumulus berücksichtigt wird. Die Grabung reicht hierbei bis in die Abfallzone, wobei es zu einer Freilegung von Monolithen beziehungsweise der entstandenen Trümmerteile kommt. Das Szenario lässt sich nicht auf einzelne Monolithen oder Gruppe von Monolithen beschränken und umfasst im Wesentlichen Module entlang des Tumulus. Die in diesem Szenario repräsentative Person ist der Arbeiter, welcher die Aushubarbeiten durchführt. Die Aufenthaltszeit in der Abfallzone beträgt in diesem Szenario 160 h, wobei der Arbeiter äußerer Exposition und Radoninhalation ausgesetzt ist. Zusätzlich werden bei den Arbeiten Staubpartikel erzeugt, welche eingeatmet und verschluckt werden

oder sich auf der Haut des Arbeiters abscheiden können. In Szenario wird hierbei nur eine anteilige Freilegung von einzelnen Modulen bzw. einer Gruppe von bis zu vier benachbarten Modulen zur Bestimmung der radiologischen Auswirkungen berücksichtigt. Die Konservativität ergibt sich aus der Expositionsdauer, welche die gesamte Freilegung aller Module parallel zu Längsachse berücksichtigt (20 Module im Falle des östlichen Tumulus), was zu einer Prüfung gegen den Dosisreferenzwert von 3 mSv/a führt. Die nachfolgenden Näherungen wurden für die Beschreibung dieses Szenarios getroffen:

- Die während der Aushubarbeiten an den Betonschichten (Deckplatte, Moduldach) erfolgte Inhalation von über den Abfällen entstandenem Radon und die externe Bestrahlung durch die noch abgeschirmten Abfälle kann im Vergleich zu der Dosis, welche durch die Aushubarbeiten in der Abfallzone ergibt, vernachlässigt werden.

Die nachfolgenden Expositionspfade fanden in diesem Szenario Anwendung:

- Äußere Exposition und Radoninhalation aus dem Untergrund nach dem Durchbruch durch die Betonschichten in die Abfallzone.
- Suspension von Aushubmaterial (Inhalation, Hautkontamination, versehentliches Verschlucken und externe Bestrahlung).

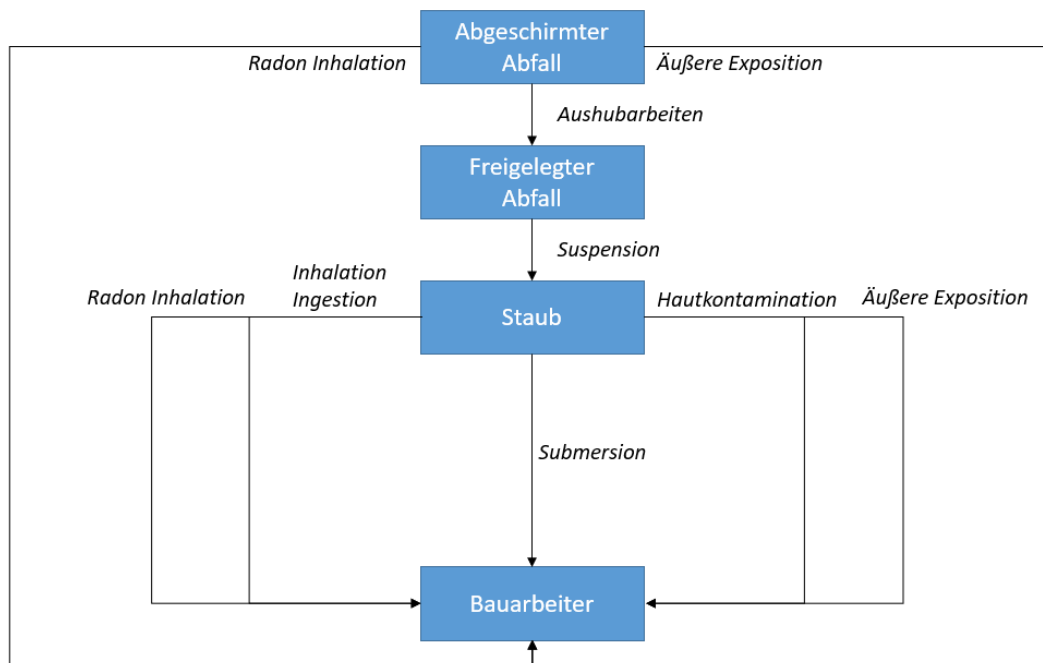


Abbildung 4-4 Überblick über die Expositionspfade im Szenario Bauaushub – Anlegen einer Baugrube (großflächig) [4-01]

4.2.3.4 Aufenthalt nach der Bohrung

Bei dem Szenario „Aufenthalt nach dem Bohren“ wird davon ausgegangen, dass sich Bohrklein, welches aus einem Stapel von Monolithen stammt, auf der betrachteten Bodenfläche verteilt hat, wodurch eine Kontamination über ein bestimmtes Gebiet berücksichtigt werden muss. Die repräsentativen Personen leben auf dem kontaminierten Boden, in einem Haus mit Außenbereich zum Spielen, einem Garten, in dem Nutzpflanzen angebaut werden, und einem Trinkwasserbrunnen, der durch Auswaschung vom kontaminierten Boden verunreinigt ist. Die einzelnen Expositionspfade sind in Abbildung 4-5 dargestellt.

Berücksichtigt wird der Aufenthalt am Standort mit der höchsten Konzentration unter den Modulen des östlichen Tumulus und das Vorhandensein eines Brunnens (Abschnitte 14.16.5 und 14.10 von [4-01]). Die Intrusion ist auf der Ebene des Monolithen, insbesondere des Monolithen Typ III, begrenzt. Da die maximale effektive Dosis aus dem Durchbohren eines Moduls resultiert, wird dies als Sonderfall für ein kleinräumiges Szenario im Rahmen des Bohrszenarios betrachtet. Es wird davon ausgegangen, dass sich das freigelegte Bohrklein über eine Fläche von bis zu 500 m² verteilt hat. Während der vorrangigen Bohrung kam es dabei zu einem Durchbruch durch einen Stapel von Monolithen.

Im nun betrachteten Szenario wird davon ausgegangen, dass sich die betrachteten Personen über einen Zeitraum von mehr als einem dreiviertel Jahr in ihrem Haus befinden, welches auf dem kontaminierten Boden steht. Aus Gründen der Konservativität wurde eine niedrige Infiltrationsrate berücksichtigt, wobei dadurch eine Auswaschung des Bodens verzögert wird und höhere Kontaminationen in den Bodenflächen vorliegen. Durch den Auswaschprozess gelangt kontaminiertes Material in das Grundwasser, wobei es zu einer Exposition nach einer Entnahme von Wasser aus dem ortsnahe Brunnensystem kommt. Auch bei dem Verzehr von lokalem Gemüse/Pflanzen kommt es zu einer Exposition durch aus dem Wasser und Boden aufgenommene Kontamination der Pflanzen. Zusätzlich findet eine Inhalation von Staubpartikeln und von aus dem Boden entweichendem CO₂ und Radon statt. In den beiden Fallunterscheidungen werden für dieses Szenario ein Stapel von Monolithen und einzelne Monolithen berücksichtigt. Die nachfolgenden Näherungen wurden für die Beschreibung dieses Szenarios getroffen:

- Die äußere Exposition wird aufgrund der geringen luftgetragenen Staubbelastung vernachlässigt.

Die nachfolgenden Expositionspfade fanden in diesem Szenario Anwendung:

- Auswaschung aus den kontaminierten Bodenflächen ins Brunnenwasser und nachfolgende Ingestion;
- Inhalation von Partikeln;
- Hautkontamination durch Staub (suspendierendes Material);
- Ingestion von Gemüse oder Früchten nach deren Aufnahme von Kontamination über das Wurzelsystem;
- Inhalation von Radon und dessen Folgeprodukten.

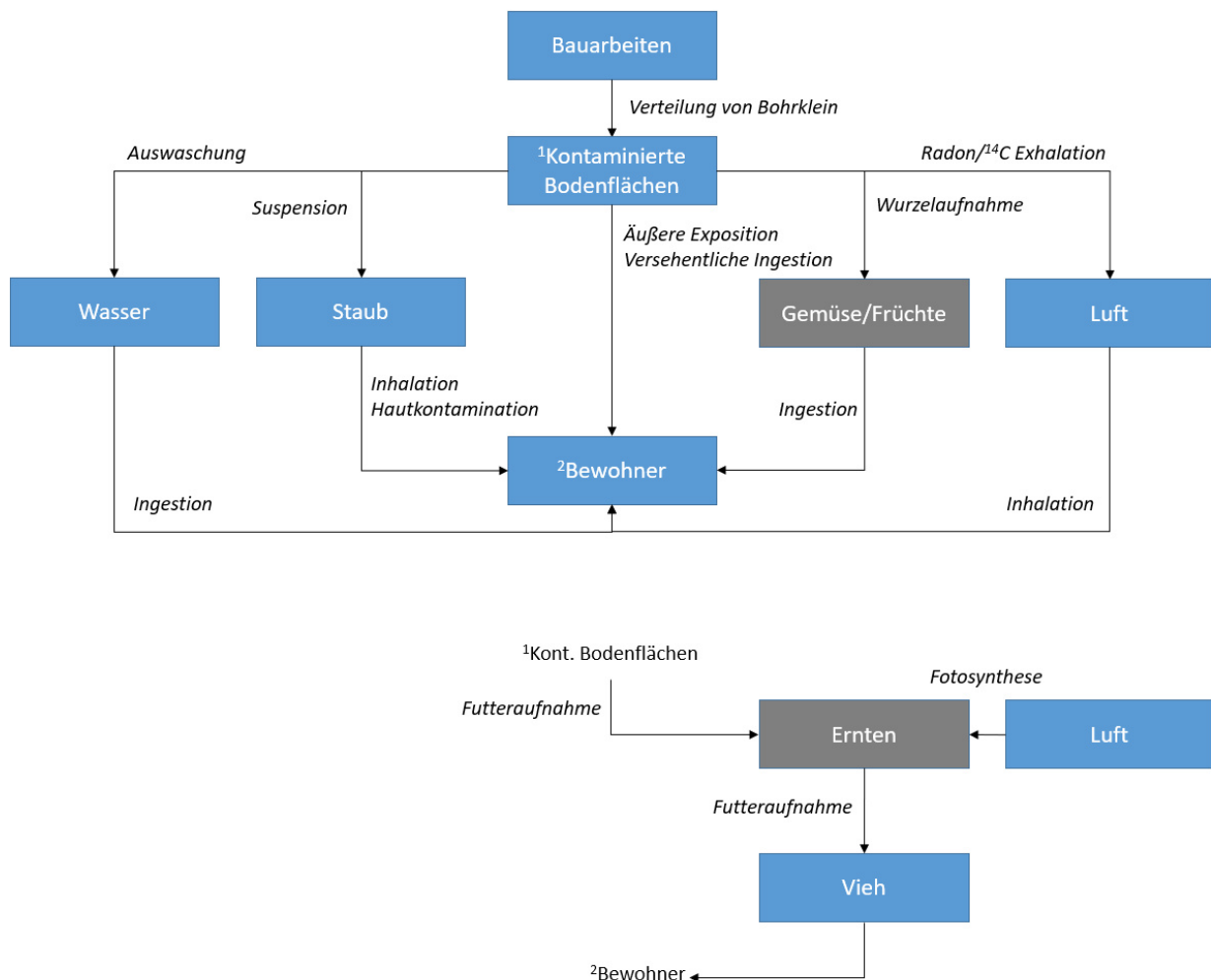


Abbildung 4-5 Überblick über die Expositionspfade im Szenario Aufenthalt nach der Bohrung [4-01]

4.2.3.5 Aufenthalt nach der Bautätigkeit

Bei dem Szenario „Aufenthalt nach der Bautätigkeit“ wird davon ausgegangen, dass sich aufgeschüttetes Aushubmaterial während der Bauarbeiten an der Oberfläche befunden und zu einer Kontamination der Bodenfläche geführt hat. Hierfür werden bei Aushubarbeiten entlang des östlichen Grabhügels Monolithen freigelegt. Bei den hier betrachteten großflächigen Intrusionsszenarien führt der Aufenthalt nach der Bohrung und nach dem Aushub zu einer begrenzten Tiefe des ausgehobenen Bereichs und zu einer Exposition gegenüber einer variablen kontaminierten Fläche von 500 m² bzw. 20.000 m². Aus Gründen der Konservativität wird zusätzlich davon ausgegangen, dass steinhaltiges Aushubmaterial inklusive anteiligen Abfalls (11 %) während der Arbeiten in die Bodenflächen eingetragen wurde. Analog zum vorherigen Szenario „Aufenthalt nach dem Bohren“ wird von einer Aufenthaltsdauer der betrachteten Personen von einem dreiviertel Jahr ausgegangen. Die einzelnen Expositionspfade gleichen denen aus dem Szenario „Aufenthalt nach der Bohrung“ und sind in Abbildung 4-5 dargestellt. Eine Exposition geschieht ebenfalls über die Ingestion von kontaminierten

Pflanzen und kontaminiertem Brunnenwasser, sowie dem versehentlichen Verschlucken von Staub und Bodenmaterial. Weitere Expositionspfade sind das Einatmen von Staub und aus dem Boden entweichendem Radon und CO₂. Der Auswaschprozess der Bodenflächen wird in diesem Szenario ebenfalls nur verzögert berücksichtigt. Die nachfolgenden Näherungen wurden für die Beschreibung dieses Szenarios getroffen:

- Die äußere Exposition wird aufgrund der geringen luftgetragenen Staubbelastung vernachlässigt.

Die nachfolgenden Expositionspfade fanden in diesem Szenario Anwendung:

- Auswaschung aus den kontaminierten Bodenflächen ins Brunnenwasser und nachfolgende Ingestion;
- Inhalation von Partikeln;
- Hautkontamination durch Staub (suspendierendes Material);
- Ingestion von Gemüse oder Früchten nach deren Aufnahme von Kontamination über das Wurzelsystem
- Ingestion über den Verzehr von Fleisch von Tieren, die kontaminiertes Erntegut verzehrt haben
- Inhalation von Radon und dessen Folgeprodukten

4.2.3.6 (Langzeit)aufenthalt auf der Endlagerstätte

Bei dem Szenario „(Langzeit)aufenthalt auf der Endlagerstätte“ wird davon ausgegangen, dass sich die betrachtete Person in einem Wohnsitz auf dem Grabhügel niedergelassen hat. Durch die notwendigen Bohrungen zur Etablierung eines Brunnensystems kommt es zu lokalen Schäden an den Barrieren des Endlagers. Die Beschädigung erstreckt sich dabei nicht weiter als ein Modul (lokal) und auf einen durchbohrten Stapel an Monolithen. Die Freisetzung erfolgt über die Ansammlung von Aktivität in einer Grube unterhalb des Endlagers, wobei nicht nur die beschädigten Monolithen, sondern auch die Auslaugung der übrigen Module berücksichtigt wird. Aus Gründen der Konservativität wird hierbei davon ausgegangen, dass die gesamte im Monolithen bzw. Stapel von Monolithen zur Verfügung stehende Aktivität für die Auslaugung berücksichtigt werden muss. Gleichzeitig wird unterstellt, dass die entsprechende Aktivität im betrachteten Modul die Rückhaltemechanismen der Modulbasis und der Sand-Zement-Hebung ungehindert umgehen können und dass der Brunnen sich am Standort mit der höchsten Konzentration in den entsprechenden Modulen befindet. Hier wird dabei ein einzelnes durchbohrtes Modul bewertet, wobei auch die Auslaugung aus benachbarten Modulen berücksichtigt wird (Gruppe von vier benachbarten Modulen). In der Bewertung wird gegen den Dosisreferenzwert von 3 mSv/a geprüft. Die Exposition ergibt sich dabei hauptsächlich aus der Ingestion von kontaminiertem Wasser aus dem Brunnen.

Die nachfolgenden Näherungen wurden für die Beschreibung dieses Szenarios getroffen:

- Die Exposition durch den weiterhin abgeschirmten radioaktiven Abfall im Endlager wird vernachlässigt.

Die nachfolgenden Expositionspfade fanden in diesem Szenario Anwendung:

- Auswaschung und Freisetzung aus den kontaminierten Bodenflächen ins Brunnenwasser und nachfolgende Ingestion.

4.2.3.7 Schwächung der Rückhaltekapazität

Bei dem Szenario „Großflächige Beeinträchtigung des Rückhaltevermögens“ wird davon ausgegangen, dass durch beispielsweise eine Ausgrabung großflächige Schäden an der Erdüberdeckung und den darunterliegenden Betonstrukturen stattgefunden haben. Als Grundlage wird von einer Beschädigung des östlichen Tumulus ausgegangen, wobei diese sich über mehrere Module erstrecken. Als Folge wird das Entsorgungssystem für Sickerwasser in Mitleidenschaft gezogen, wodurch es zu einer beschleunigten Auslaugung der Abfälle kommt. Die entsprechenden Radionuklide sammeln sich in einer Grube unterhalb des Endlagers und werden hauptsächlich über ein Brunnensystem freigesetzt. Aus Gründen der Konservativität wird in diesem Szenario davon ausgegangen, dass der gesamte Tumulus einer stärkeren Degradation unterworfen ist. Diese Degradation tritt nach 350 Jahren vollständig und sofort ein und schließt alle, auch nicht freigelegten, Monolithen mit ein. Der Wasserfluss ist in diesem Szenario so gerichtet, dass er in einem Stapel von Monolithen immer durch alle Monolithen fließt und nicht durch Abschirmplatten auf die Zwischenräume umverteilt werden. Ferner wird davon ausgegangen, dass sich der Brunnen am Standort der höchsten Konzentration in den betrachteten Modulen befindet. Im Sinne der Fallunterscheidung wird davon ausgegangen, dass im Wesentlichen sich dieses auf eine Gruppe von bis zu vier benachbarten Modulen bezieht.

Die nachfolgenden Näherungen wurden für die Beschreibung dieses Szenarios getroffen:

- Die Exposition durch den weiterhin abgeschirmten radioaktiven Abfall im Endlager wird vernachlässigt.

Die nachfolgenden Expositionspfade fanden in diesem Szenario Anwendung:

- Eintritt von Radionukliden in die Biosphäre. Kontamination von Brunnenwasser und nachfolgende Ingestion.

4.2.3.8 Zusammenfassung der wichtigsten Parameter

Die wichtigsten Parameter zur Beschreibung der einzelnen Szenarien sind in der nachfolgenden Tabelle 4-6 aufgelistet. Die beiden Langzeit Szenarien aus Kapitel 4.2.3.6 und Kapitel 4.2.3.7 werden in der nachfolgenden Tabelle nicht aufgeführt, da es zu keinem direkten Kontakt zu den entsprechenden Abfällen kommt und daher eine direkte Parametrisierung der Exposition nur eingeschränkt möglich ist. Bei dem Bau eines Hauses auf dem Tumulus und einer anschließenden Besiedlung kommen die Bauarbeiter nicht direkt mit den Abfällen in Kontakt, da die darunter liegenden Betonstrukturen nicht beeinträchtigt werden. Eine typische maximale Grabungstiefe für ein Haus mit Keller beträgt etwa 3 m, während die geplante Dicke der Erddeckung des Tumulus ungefähr 4,45 m beträgt.

Folglich kommen auch die Bewohner des Hauses auf dem Tumulus nicht (direkt) mit den Abfällen in Kontakt, es sei denn, sie nutzen einen Brunnen in unmittelbarer Nähe ihres Hauses, der direkt durch den Tumulus in den Abfall gebohrt wird. Dies gilt als sehr unwahrscheinlich und wird in diesem Szenario nicht betrachtet.

Tabelle 4-6 Zusammenfassung wichtiger Parameter zur Beschreibung des direkten Kontaktes von Personen mit den Abfällen in den betrachteten Szenarien

	Analyse eines Bohrkerns	Durchführung einer Bohrung (kleinflächig)	Bauaushub – Anlegen einer Baugrube	Aufenthalt nach der Bohrung	Aufenthalt nach der Bautätigkeit
Radius [m]	0.08	0.15	-	-	-
Höhe [m]	1	8.106 (Abfallzone)	-	-	-
Tiefe [m]	-	20	7	0.3	0.3
Angenommene Dauer [h]	40 – 4.45 -1800*	3	160	-	-
Abstand [m]	0.5 – 1.5	-	-	-	-
Betrachtete Fläche [m²]	-	-	5760	500	20 000

4.2.3.9 Alternative Szenarien zu Human Intrusion Szenarien

ONDRAF/NIRAS hat eine weitreichende Analyse für alternative Entwicklungsszenarien vorgenommen, die zur Belastung der Komponenten des Endlagers beitragen könnten. Die alternativen Entwicklungsszenarien (AES) stellen einen begrenzten Satz von Szenarien dar, die hinreichend repräsentativ und umfassend für die *unvorhergesehenen, aber möglichen Entwicklungen* des Endlagersystems in Bezug auf den Verlust der Einschlusskapazität und den Verlust der Isolationskapazität sind, wenn die Ursache nicht das Eindringen von Menschen ist. Die Kausalitäten der verschiedenen alternativen evolutionären Szenarien sind in Abbildung 4-6 dargestellt.

Auf der Grundlage dieser Analyse von Ereignissen wurden die folgenden externen Ereignisse bei der Auslegung der Endlagerkomponenten berücksichtigt:

- AES1-1 Frühes Erdbeben
 - Auslöser: (3) „Seismische Aktivität“
 - Folgen: (16) „Erosion und Ablagerung“
- AES1-2 Frühes/Schweres Erdbeben
 - Auslöser: (3) „Seismische Aktivität“
 - Verstärkt durch: (1) „Schlechte Konstruktion“
 - Folgen: (16) „Erosion und Ablagerung“
- AES2-1 Absturz eines Militärflugzeuges
 - Auslöser: (6) „Flugzeugabsturz“
 - Folgen: (16) „Erosion und Ablagerung“
- AES2-1 Absturz eines großen Passagierflugzeuges

- Auslöser: (6) „Flugzeugabsturz“
- Folgen:
 - (9) „Auswirkung auf mechanische Prozesse und Bedingungen in den Abfällen“
 - (10) „Senkungen und Einstürze“,
 - (11) „Rissbildung“
 - (16) „Erosion und Ablagerung“
 - (17) „Exposition“
- AES3-1 Beschleunigten Erosion
 - Auslöser: (3) „Erosion und Ablagerung“
 - Ursachen:
 - (2) „Unfälle und unvorhergesehene Ereignisse“
 - (5) „Explosionen“
 - (15) „Extreme Wetterbedingungen“
 - Verstärkt durch:
 - (4) „regionale Klimaänderungen“
 - (12) „Verwitterung durch Frost“
 - Implikation: (17) Exposition
- AES3-2 Extreme Erosion
 - Auslöser: (3) „Erosion und Ablagerung“
 - Ursachen:
 - (2) „Unfälle und unvorhergesehene Ereignisse“
 - (5) „Explosionen“
 - (15) „Extreme Wetterbedingungen“
 - Verstärkt durch:
 - (4) „regionale Klimaänderungen“
 - (12) „Verwitterung durch Frost“
 - Implikation: (17) Exposition
- AES4 Komplexanten
 - Auslöser: (3) „Auswirkung von Komplexbildner auf Transport von Schadstoffen“
 - Ursachen:
 - (7) „Vorhandensein nicht zugelassener Inhaltsstoffe“
 - (13) „Abbau von Cellulose“
 - (14) „Durch Cellulose eingebrachte Komplexbildner“

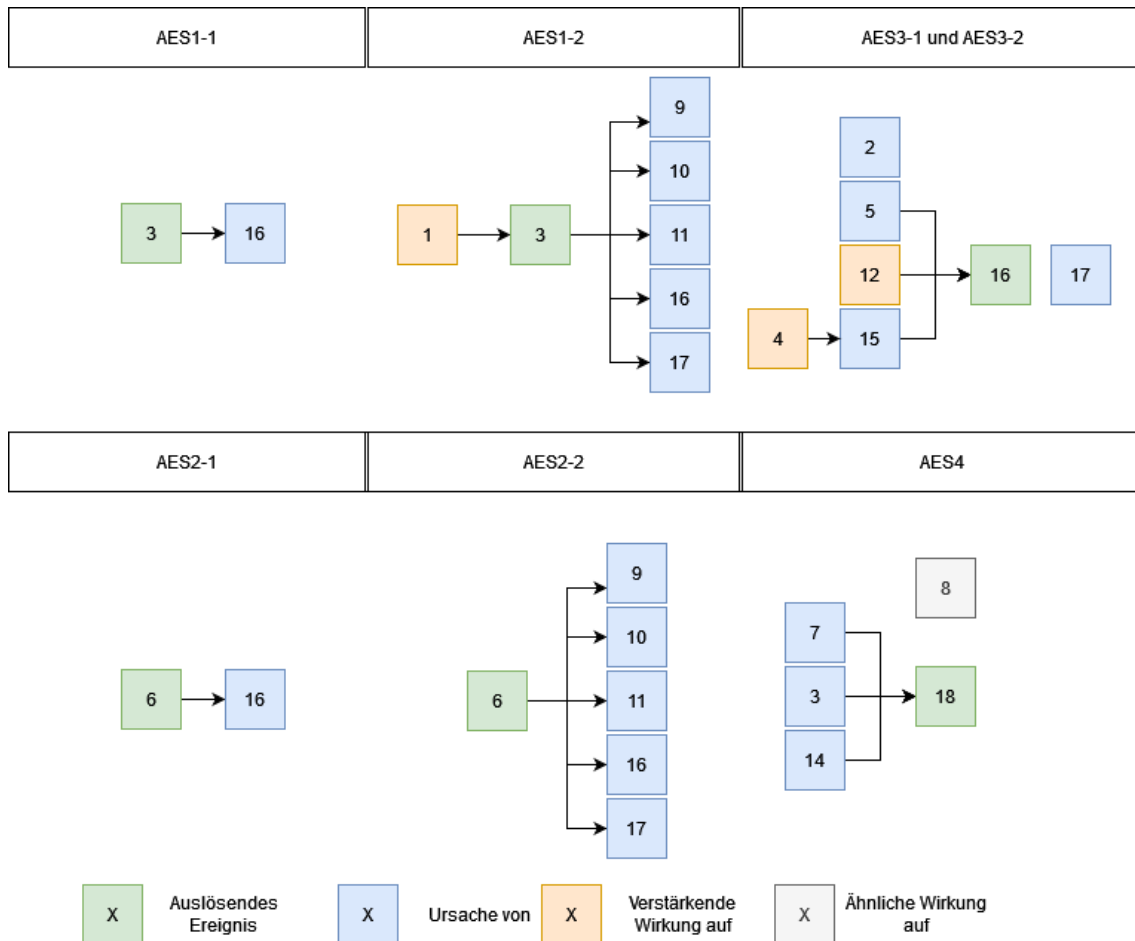


Abbildung 4-6 Kombination aus Ursachen oder Wirkungen für alternative Szenarien zu Human Intrusion Szenarien [4-01]

4.2.4 Bewertung der radiologischen Annahmekriterien für das oberflächennahe Endlager Dessel

Die von ONDRAF/NIRAS in [4-01] vorgestellten Daten aus der Langzeitsicherheitsbewertung sind in Abbildung 4-7 wiedergegeben. Diese Abbildung zeigt die berechnete effektive Dosis der einzelnen Radionuklide und die gesamte effektive Dosis über die Wasserpfade als Funktion der Zeit. Dies dient dazu, die jeweils radionuklidspezifischen Freisetzungen im Wasserpfad abzuschätzen. Da keine entsprechenden Angaben in [4-01] gemacht wurden, wird davon ausgegangen, dass die folgenden Annahmen zum Langzeitverhalten konservativ getroffen wurden:

- Abbau der Barrieren über den radioaktiven Abfällen, so dass Niederschläge in die Module eindringen können.
- Degradation von Monolithen, so dass Wasser in die radioaktiven Abfälle eindringen und Radionuklide auswaschen kann.

- Versagen aller Barrieren unterhalb der radioaktiven Abfälle, so dass radionuklidhaltiges Sickerwasser durch die Tragschicht und den ungesättigten Boden darunter in das Grundwasser gelangen kann.
- Entnahme von Grundwasser durch einen privaten Brunnen auf einem Grundstück in der Nähe der Deponie und Verwendung des Grundwassers als Trinkwasser.

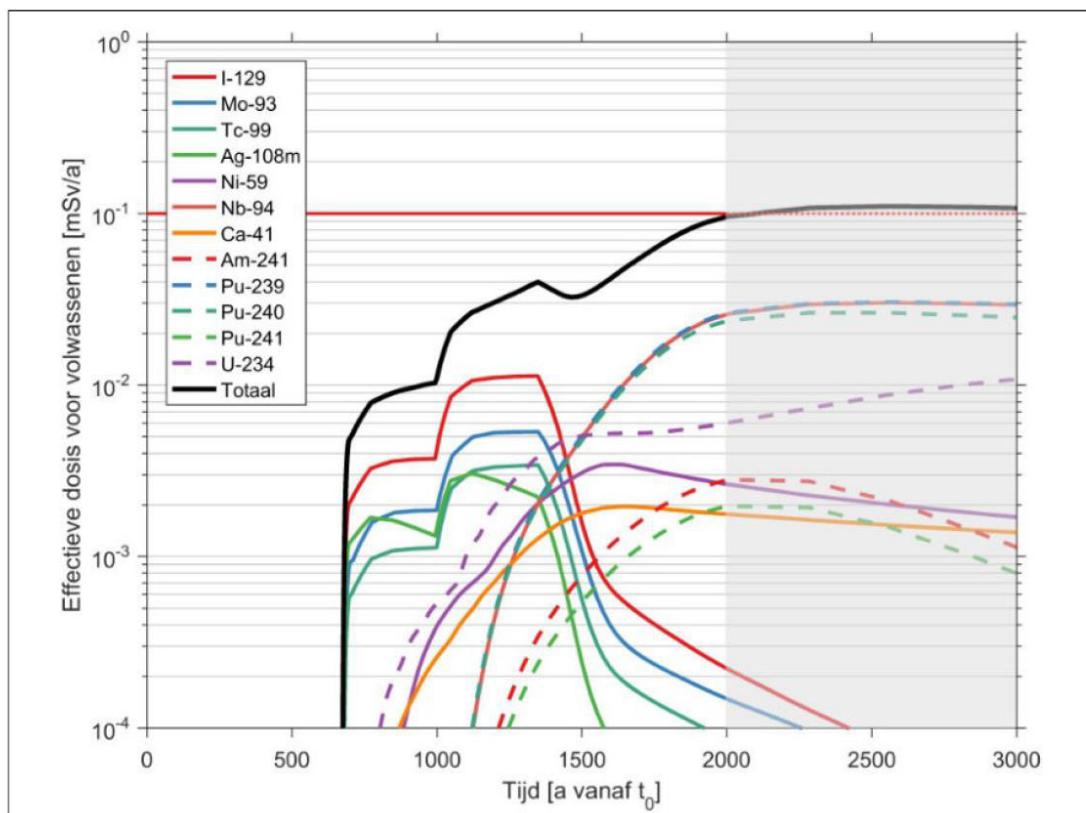


Abbildung 4-7 Effektive Dosis einzelner Radionuklide und effektive Gesamtdosis über die Wasserpfade als Funktion der Zeit in Jahren [4-01]

Die Höchst- oder Spitzendosen für ausgewählte Radionuklide in Abbildung 4-7 sind in Tabelle 4-7 zusammengefasst, soweit sie aus der Grafik in dieser Abbildung ermittelt werden konnten, zusammen mit dem Jahr, in dem sie auftreten.

Tabelle 4-7 Höchst- oder Spitzendosen für ausgewählte Radionuklide aus Abbildung 4-7

Radionuklid	Höchstdosis [Sv/a]	Zeitpunkt der Höchstdosis in Jahre nach Freisetzung	T _{1/2} [a]	Dosiskoeffizient für Ingestion [Sv/Bq]
Cl-36	0.0000024	1400	3.01E5	9.3E-10
Ni-59	0.0000035	1600	7.5E4	6.3E-11
Ni-63	-	-	96.0	1.5E-10
Tc-99	0.0000035	1350	2.13E5	6.4E-10
I-129	0.000012	1350	1.57E7	1.1E-7
Cs-137	-	-	30.0	1.3E-8
Pu-239	0.00003	2500	2.41E4	2.5E-7
Pu-240	0.000028	2500	6.54E3	2.5E-7
Pu-241	0.000002	2100	14.4	4.8E-9
Am-241	0.000003	2100	432	2.0E-7

Werte die mit einem “-“ gekennzeichnet wurden, konnten aus Abbildung 4-7 nicht abgelesen werden

Die Daten aus Tabelle 4-7 zeigen die Verbindung zwischen den Abfallannahmekriterien aus Kapitel 4.2 und dem Dosistrend als Funktion der Zeit in Abbildung 4-7. Für die Berechnung der abgebildeten Werte wurden dabei in [4-01] die nachfolgenden Schritte durchgeführt:

- Die in Tabelle 4-2 gegebenen Aktivitäten wurden um den radioaktiven Zerfall bis zu dem Jahr korrigiert, in dem das Maximum der Dosis gemäß Tabelle 4-7 beobachtet wird.
- Der erhaltenen Wert wird mit dem Koeffizienten der Ingestionsdosis multipliziert.
- Der erhaltenen Wert wird durch das Maximum der Dosis gemäß Tabelle 4-7 geteilt, was ein Verhältnis zwischen den Ingestionsdosen aus den Aktivitätskonzentrationen im Abfall und den in der Sicherheitsbewertung berechneten Strahlendosen ergibt.

Tabelle 4-8 fasst die Ergebnisse für die Radionuklide zusammen, für die alle erforderlichen Daten verfügbar sind. Die Daten erlauben eine Analyse von nur zwei Gruppen von Radionukliden mit deutlich unterschiedlichen K_d²-Werten (Feststoff/Wasser-Verteilungskoeffizient):

- Die Radionuklide, welche der ersten Gruppe zugeordnet werden konnten (Cl-36, Tc-99 und I-129), verhalten sich wie Tracer, d.h. sie wandern ohne Verzögerung mit dem Grundwasser (K_d = 0 cm³/g). Das nach dem oben beschriebenen Ansatz berechnete Verhältnis liegt für diese Radionuklide sehr nahe beieinander.
- Für Radionuklide, welche der zweiten Gruppe zugeordnet werden konnten (Pu-239, Pu-240 und Am-241), liegen die berechneten Verhältnisse ebenfalls sehr nahe beieinander, jedoch um zwei Größenordnungen oberhalb der K_d-Werte welche für die erste Gruppe erhalten wurden.

² Der K_d -Wert quantifiziert die Mobilität eines Schadstoffs in der Feststoff-Matrix.

Dies entspricht der Tatsache, dass die Kd-Werte für Aktiniden üblicherweise im Bereich zwischen 50 und 100 cm³/g liegen.

Tabelle 4-8 Daten zur Analyse der Berechnungsmethode zur Ableitung der verschiedenen Spitzendosen in Abbildung 4-7

Radionuclide	Ratio
Cl-36	7.92E+06
Tc-99	1.37E+07
I-129	1.31E+07
Pu-239	7.37E+08
Pu-240	6.85E+08
Am-241	1.26E+09

Diese Bewertung legt Folgendes nahe:

- Die in [4-01] vorgestellten Berechnungen wurden mit einem Modell durchgeführt, in welchem die Aktivitätskonzentration in den radioaktiven Abfällen über eine Berechnung der Kd-Werte direkt mit der Aktivitätskonzentration im als Trinkwasser genutzten Grundwasser verknüpft wurden.
- Der Anstieg der effektiven Dosen hervorgerufen durch Freisetzung über den Wasserpfad beginnend etwa 600 a nach der Einlagerung der radioaktiven Abfälle zeigt, dass die Barrieren für mehrere hundert Jahre intakt sein sollen und danach schnell (oder sofort) versagen.
- Die Ingestionsdosis wurde ausschließlich unter der Annahme ermittelt, dass die Referenzperson eine bestimmte Menge Wasser pro Jahr trinkt.
- Andere Pfade wie der Verzehr von Wasser durch Rinder (Milch- und Fleischpfade) oder die Verwendung des Wassers zur Bewässerung von Pflanzen, Gemüse oder Obst wurden bei der Dosisabschätzung nicht berücksichtigt. Dies lässt sich aus der Tatsache ableiten, dass die Transferfaktoren für die Radionuklide in jeder Gruppe um Größenordnungen voneinander abweichen, so dass die Ergebnisse bei entsprechender Berücksichtigung der unterschiedlichen Transferfaktoren keine ausgeprägte Homogenität aufweisen sollten.

4.2.4.1 Bewertung des Verfahrens zur Ableitung der Abfallannahmekriterien

Die Abfallannahmekriterien für das Endlager stützen sich auf drei Pfeiler:

- die Analyse der Betriebsphase des Endlagers, sowohl im Hinblick auf den Normalbetrieb als auch auf Stör- und Unfälle, die im vorliegenden Bericht nicht bewertet werden,
- die Analyse der Langzeitsicherheit unter Normalbedingungen des Endlagers, die durch eine allmähliche Schwächung der Barrieren gekennzeichnet ist, gefolgt von einer Auslaugung der Radionuklide in das Grundwasser, was zu einer Exposition der Bevölkerung durch die Nutzung des Grundwassers führt, und

- die Analyse des Eindringens von Menschen in den Körper des Endlagers mit anschließender Exposition der Bevölkerung.

Dieser allgemeine Ansatz steht in vollem Einklang mit den Empfehlungen und Leitlinien der IAEO, insbesondere mit dem Safety Guide WS-G-1.1 "Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste" [IAE 99] und dem Specific Safety Guide SSG-23 "The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste" [IAE 12]. Sie folgt auch ähnlichen Ansätzen für geologische Tiefenlager, wie sie in Deutschland für die Endlager Schacht Konrad und Morsleben (ERAM) verwendet werden.

Es ist ein üblicher Ansatz bei Sicherheitsbewertungen dieser Art, die Abfallannahmekriterien in Form von Aktivitätskonzentrationen (z. B. in Bq/g oder Bq/m³) auf der Grundlage des restriktivsten Ergebnisses verschiedener Teile der Gesamtsicherheitsbewertung abzuleiten (z. B. für langlebige Radionuklide als das restriktivste Ergebnis aus dem Grundwasserszenario und einem der Szenarien für das Eindringen von Menschen). Außerdem können Beschränkungen des Aktivitätsgehalts oder der Aktivitätskonzentration innerhalb eines radioaktiven Abfallgebindes nur aus einer Teilmenge aller Szenarien der Sicherheitsbewertung abgeleitet werden. So wurden beispielsweise maximale Aktivitäten in Abfallgebinden verschiedener Typen auf der Grundlage des Normalbetriebs, der thermischen Einwirkung auf das Wirtsgestein, der Analyse von Unfällen während der Einlagerung und der langfristigen Auswaschung von Radionukliden aus dem geologischen Tiefenlager an die Oberfläche, gefolgt von radioökologischen Pfaden, abgeleitet (siehe Tabelle in [3-01]). Es liegt in der Verantwortung der Abfallverursacher, bei der Planung der Abfallverpackung geeignete Abfallbehältertypen zu wählen und die richtigen Grenzwerte für jeden Behältertyp und jede Art von radioaktivem Abfall anzuwenden.

Auf der Grundlage dieser Überlegungen kann der von ONDRAF/NIRAS für das Endlager Dessel gewählte Ansatz als im Einklang mit der internationalen guten Praxis stehend angesehen werden.

4.2.4.2 Bewertung der Szenarien zur Entwicklung der Abfallannahmekriterien

Die detaillierte Analyse der Dokumente "Hoofdstuk 6" [4-05], "Hoofdstuk 14" [4-01] und "Hoofdstuk 15" [4-02] zeigt, dass die limitierenden Faktoren für die Ableitung der WAC auf

- den Aktivitätskonzentrationen aus dem Quellterm,
- der Einhaltung der Kritikalitätskriterien,
- radiologischen Aspekten bezüglich langlebiger Alphastrahler und
- ausgewählten Szenarien des menschlichen Eindringens (HIS), die in Abschnitt 4.2.3 behandelt werden und insbesondere Bohrkernanalyse, Intrusionsszenarien im kleinen Maßstab und großräumige Intrusionsszenarien umfassen,

basieren.

Die meisten WAC-Limitierungsfaktoren leiten sich aus einer Kombination von einem oder mehreren der oben genannten Aspekte ab, wie in Tabelle 4-9 dargestellt. Ausnahmen sind Am-241, Nb-94, Pu-241, U-235, C-14, Cs-137, Tc-99 und Se-79.

Die Grenzwerte für Am-241, Nb-94 und Pu-241 werden aus der HIS-Analyse des Bohrkerns abgeleitet, die zu einer effektiven Dosis von etwa 3 mSv führt, dem Dosisgrenzwertkriterium (siehe Abschnitt 6.4.5.4 von [4-01]).

Die WAC-Grenzwerte für Cs-137, Tc-99 und Se-79 basieren auf dem HIS-Szenario der Intrusion in kleinem Maßstab, das zu Dosen unterhalb des Grenzwertes von 3 mSv führt (Abschnitt 14.16.5.2.2 von [4-01]). Das kleinflächige Intrusionsszenario umfasst die Szenarien "(Langzeit)Aufenthalt auf der Endlagerstätte (0)", "Durchführung einer Bohrung (4.2.3.24.2.3.2)" und "Aufenthalt nach der Bohrung (4.2.3.4)" mit Betrachtungen im Monolithmaßstab, insbesondere des Monolithentyps III.

Der C-14-Grenzwert basiert auf den großflächigen Intrusionsszenarien (Abschnitt 6.4.5.4 von [4-05]) und umfasst in erster Linie den "Aufenthalt nach der Bautätigkeit (4.2.3.5)".

Für U-235 ist das Kritikalitätskriterium am restriktivsten mit einer Grenzmasse von 50 g pro 400-Liter-Packung (Abschnitt 6.4.5.4 von [4-05]).

Die Grenzwerte für die Gruppe der Nuklide mit einem WAC von $1\text{E}+08 \text{ Bq/m}^3$ (in Tabelle 4-9 mit einem X gekennzeichnet) basieren auf dem in Tabelle 4-10 dargestellten Quellterm in Kombination mit der Annahme der Kritikalitätskriterien. Der Quellterm wird auf die nächste Größenordnung auf eine signifikante Stelle gerundet, was immer noch eine akzeptable Auswirkung für ein Szenario im Monolithmaßstab gewährleistet. Der Quellterm wird für jedes Radionuklid auf der Grundlage der Aktivitätskonzentration unter Verwendung der etwa 24.000 charakterisierten Verpackungen berechnet.

Weitere Szenarien wie das Grundwasser, der Boden sowie die Biosphäre und Geosphäre weisen effektive Dosiswerte innerhalb des Referenzwertes von 3 mSv/a auf und stellen somit keine zusätzlichen Einschränkungen dar [4-01].

Tabelle 4-9 **Aktivitätsgrenzwerte für jedes kritische Radionuklid (CLI) und Angabe des begrenzenden Szenarios (vergleiche Tab. 15-4 in [4-02]) sowie [4-05] und [4-01]**

Nuklid	CLI [Bq/m ³]	Beschränkendes Szenario	Nuklid	CLI [Bq/m ³]	Beschränkendes Szenario
Ag-108m	1E+08	X	Np-237	1E+08	X
Am-241	2E+09	Analyse eines Bohrkerns	Pu-238	1E+09	Analyse eines Bohrkerns & Quelltherm
Am-243	1E+08	X	Pu-239	5E+08	Kritikalität/ LL- α - Emitter
C-14	1E+11	Eindringszenario (großflächig)	Pu-240	1E+09	Kritikalität/ LL- α - Emitter
Ca-41	1E+09	Analyse eines Bohrkerns & Quelltherm	Pu-241	8E+10	Analyse eines Bohrkerns
Cl-36	1E+08	X	Se-79	1E+09	Eindringszenario (kleinflächig)
Cm-244	1E+09	Analyse eines Bohrkerns & Quelltherm	Sn-126	1E+08	X
Cs-135	1E+08	X	Sr-90	1E+11	Analyse eines Bohrkerns & Quelltherm
Cs-137	1E+12	Eindringszenario (kleinflächig)	Tc-99	1E+10	Eindringszenario (kleinflächig)
I-129	1E+08	X & Eindringszenario (kleinflächig)	U-234	1E+09	Kritikalität/ LL- α - Emitter
Mo-93	1E+08	X	U-235	1E+07	Kritikalität
Nb-94	7E+08	Analyse eines Bohrkerns	U-236	1E+08	X
Ni-59	1E+11	Analyse eines Bohrkerns & Quelltherm	U-238	1E+08	X & Kritikalität/ LL- α - Emitter
Ni-63	1E+13	Analyse eines Bohrkerns & Quelltherm	Zr-93	1E+09	Analyse eines Bohrkerns & Quelltherm

Analyse Bohrkern & Quellterm: Ergebnisse aus der Analyse von Tabellen 14-73, 14-74, 14-76, 14-77 und 14-101 aus [4-01]; Kritikalität: entspricht 50g/ 400 L; Kleinräumiges Intrusionsszenario: Aufenthalt vor Ort & Bohrung eines Brunnens; LL: Langlebig; X: Details sind im Text zu finden.

Tabelle 4-10 Maximale Aktivitätskonzentrationsbegrenzung pro Fass berechnet aus dem Quellterm 2013 V2 (Tabelle 14-101 aus [4-01])

Nuklid	CLI [Bq/m³]	Quellterm 2013 V2 [Bq/m³]	Nuclide	CLI [Bq/m³]	Quellterm 2013 V2 [Bq/m³]
Ag-108m	1E+08	6,25+E07	Np-237	1E+08	4,40+07
Am-241	2E+09	1,19+E09	Pu-238	1E+09	9,60+E08
Am-243	1E+08	1,50+E07	Pu-239	5E+08	4,90+E08
C-14	1E+11	4,95+E10	Pu-240	1E+09	3,73+E08
Ca-41	1E+09	1,98+E08	Pu-241	8E+10	3,13+E10
Cl-36	1E+08	4,68+E107	Se-79	1E+09	1,08+E08
Cm-244	1E+09	5,88+E08	Sn-126	1E+08	1,86+E06
Cs-135	1E+08	2,85+E06	Sr-90	1E+11	6,88+E10
Cs-137	1E+12	3,50+E11	Tc-99	1E+10	2,29+E09
I-129	1E+08	1,87+E07	U-234	1E+09	2,78+E08
Mo-93	1E+08	2,70+E07	U-235	1E+07	9,98+E 06
Nb-94	7E+08	6,90+E08	U-236	1E+08	1,69+E07
Ni-59	1E+11	5,10+E10	U-238	1E+08	1,02+E08
Ni-63	1E+13	4,93+E12	Zr-93	1E+09	1,08+E08

4.2.4.3 Bewertung der radiologischen Grenzwerte

Die WAC für das Endlager Dessel in 4.2.1 konzentrieren sich auf die Intrusionsszenarien des menschlichen Eindringens, da diese für mehrere der WAC für Radionuklide mit langen Halbwertszeiten limitierend sind. Die Bewertung ist in den folgenden Aufzählungspunkten enthalten, die der Reihenfolge der Szenarien folgen:

- Die Einbeziehung von Szenarien zur Berücksichtigung von menschlichem Eindringen sind für jede Sicherheitsbewertung für ein oberflächennahes Endlager obligatorisch, wie z.B. in IAEA SSR 5 und IAEA GRS Teil 4 und IAEA SSG 23 festgelegt. Die IAEA SSG 23 weist darauf hin, dass "die Berücksichtigung von Szenarien des menschlichen Eindringens ebenfalls wichtig ist und häufig zur Bestimmung der zulässigen Werte langlebiger Radionuklide bei oberflächennahen Endlagern verwendet wird."

In Abschnitt 6.69 der IAEA SSG 23 heißt es: "Bei oberflächennahen Endlagern, die überwiegend kurzlebige Abfälle enthalten, ist es oft so, dass das größte Expositionspotenzial und die größten Risiken mit dem unbeabsichtigten Eindringen von Menschen nach Beendigung der institutionellen Kontrolle verbunden sind. In solchen Fällen können die Ergebnisse der Bewertung des unbeabsichtigten Eindringens von Menschen das zulässige

Inventar an langlebigen Radionukliden, die in der Anlage sicher entsorgt werden können, begrenzen. Daher bestimmt diese Bewertung insbesondere den Grenzwert für langlebige Radionuklide in den Abfallannahmekriterien für oberflächennahe Entsorgungseinrichtungen“.

Die Beschreibungen, die für das Referenzszenario des Endlagers Dessel verwendet werden, sind umfassend, da diese mitunter auch die Freisetzung von Radionukliden in das Grundwasser oder andere Gewässer nach dem Abbau der Barrieren umfassen. Dies wurde bereits in Kapitel 4.2.3 beschrieben. Die Szenarien stehen auch im Einklang mit den Empfehlungen der IAEA.

Für die Bestimmung von einschränkenden Grenzwerten wurden die unterschiedlichen Szenarien aus Kapitel 4.2.3 separat betrachtet und für jedes Szenario gemäß der evaluierten Expositionspfade radionuklidspezifische Grenzwerte berechnet. Letztendlich hat nur das in Kapitel 0 dargestellte Bohrkernszenario direkte Auswirkungen auf die Aktivität innerhalb eines einzelnen Fasses in einem Monolithbehälter. Es ist einschränkend und wird daher anschließend separat bewertet.

In Anbetracht der Art dieser Szenarien werden nur die potenziellen Dosen für Erwachsene ermittelt, wobei davon ausgegangen wird, dass die entsprechend repräsentative Person keine persönliche Schutzausrüstung wie Atemschutzmaske oder Handschuhe trägt.

Diese Szenarien gehen auch von der Exposition einer sich selbst versorgenden Familie aus und berechnen daher die potenziellen Dosen für Personen verschiedener Altersgruppen (Erwachsene, Kinder, Kleinkinder).

Diese Gesamtbewertung der HIS-Szenarien zeigt, dass die von ONDRAF/NIRAS durchgeführte Analyse umfassend ist und alle vernünftigerweise möglichen Expositionssituationen berücksichtigt. Es ist jedoch anzumerken, dass das Bohrkernszenario das restriktivste Szenario der WAC ist, da dort die Dosis mit der Aktivität in einem einzelnen Fass verknüpft wird.

4.2.4.3.1 Bewertung des Szenarios: Analyse eines Bohrkerns

[FAN 13] verweist auf §4.2 NIROND-TR 2009-02E V2 [ONDRAF/NIRAS, Modellannahmen zur Bewertung des unbeabsichtigten menschlichen Eindringens in das oberflächennahe Endlager Dessel aus der Isolationsperspektive (25.09.2017)] hinsichtlich der Details des mathematischen Modells zur Expositionsberechnung. Die Annahmen in diesem Szenario lauten wie folgt:

- Der gesamte Abfall ist homogen im Bohrkern verteilt.
- Der durchschnittliche Abstand zwischen dem Laborarbeiter und dem Bohrkern beträgt 0,5 m.
- Es wird davon ausgegangen, dass die Exposition durch den Bohrkern lange andauert und dass der Kern an einem zugänglichen Ort aufbewahrt wird, da in diesem Szenario davon ausgegangen wird, dass die radioaktive Natur des Materials nicht vermutet wird.

Die Aktivität im Bohrkern wird aus den folgenden Überlegungen abgeleitet:

- Der gesamte Aktivitätsgehalt des Quellterm 2013 V1 wird homogen über das gesamte Volumen des radioaktiven Abfalls verteilt (gerundet auf 50.000 m³)

Die Berechnung der effektiven Individualdosis wird für verschiedene Intrusionspunkte durchgeführt. Die höchste Dosis tritt auf, wenn die Intrusion direkt am Ende der institutionellen Kontrolle (nach 350 a) erfolgt. Die maximale Dosis wird mit $6,64 \cdot 10^{-2}$ mSv berechnet und liegt damit weit unter dem Dosisrichtwert von 3 mSv. Sie ist kaum vom natürlichen Hintergrund zu unterscheiden.

Ein einfacher Test des 3. Konformitätskriterium wird auf der Grundlage von zwei Radionukliden durchgeführt, bei denen der Hauptbeitrag zur Dosis durch externe Bestrahlung entsteht und die beide vergleichbar lange Halbwertszeiten haben:

- Nb-94 mit $t_{1/2} = 20.000$ a und
- Ag-108m mit $t_{1/2} = 418$ a,

hierbei ist die Abklingzeit vor Beginn des Bohrkernszenarios von geringer Bedeutung und der Beitrag der Expositionspfade der Inhalation und des direkten Verschluckens können vernachlässigt werden.

Der WAC #3 für Nb-94 beträgt $7,11 \cdot 10^8$ Bq/m³. Unter Verwendung der Parameter in Tabelle 4-6 (Radius 0,08 m, Länge des Bohrkerns 1 m, Expositionszeit 1.800 h/a, Abstand 1 m) ergibt die Berechnung der externen Bestrahlung:

- Die Aktivität im Kern beträgt $7,11 \cdot 10^8$ Bq/m³ ($1 \pi 0,08^2$) m³ = $1,4 \cdot 10^7$ Bq
- Die Dosisleistung in 1 m Entfernung beträgt $1,5$ µSv/h (Rotationsgeom.)
- Die Dosis nach 1.800 h beträgt 3 mSv, was dem Dosiskriterium 3 mSv entspricht, das für HIS verwendet wird.

Der WAC #3 für Ag-108m beträgt $1,12 \cdot 10^9$ Bq/m³. In Analogie dazu ergibt sich die Berechnung:

- Die Aktivität im Kern beträgt $1,12 \cdot 10^9$ Bq/m³ ($1 \pi 0,08^2$) m³ = $2,2 \cdot 10^7$ Bq
- Die Dosisleistung in 1 m Abstand beträgt $2,3$ µSv/h (Rotationsgeom.)
- Die Dosis nach 1.800 h beträgt ~4 mSv, was auch dem Dosiskriterium 3 mSv entspricht, welches für das HIS verwendet wird.

Beide Berechnungen zeigen, dass der Sicherheitsfall für HIS auf dem Dosiskriterium 3 mSv für lang andauernde Expositionsszenarien basiert und dass der dritte Satz von WAC auf der Grundlage der Annahme abgeleitet wurde, dass jedes Radionuklid mit einem Prozentsatz von 100 % vorhanden ist. Die Anwendung dieser CL-Werte erfordert daher die Summe der Fraktionen.

Während die Berechnung der einzelnen CL-Grenzwerte im dritten Satz von WAC also formal korrekt ist, bleibt die Frage, ob die Parameter im jeweiligen Szenario angemessen gewählt wurden. Die Annahme, dass eine Person ein ganzes Arbeitsjahr (1.800 h) lang einem großen Bohrkern (1 m Länge) in unmittelbarer Nähe (ca. 1 m Abstand) ausgesetzt ist, ohne sich jemals zu fragen, ob dieser Bohrkern gefährliche Stoffe jeglicher Art enthalten könnte, ist grob konservativ und hat nichts mit den Annahmen zu tun, die üblicherweise für Stör- oder Unfallszenarien getroffen werden. Dies wird weiter bewertet, wenn die verschiedenen Sätze von WAC zwischen den verschiedenen Entsorgungseinrichtungen verglichen werden.

4.2.4.3.2 Bewertung der radiologischen Grenzwerte für das Radionuklid Ca-41

In diesem Bericht wurde dem Radionuklid Ca-41 hinsichtlich seiner radiologischen und chemischen Eigenschaften besondere Aufmerksamkeit gewidmet. Es ist in aktiviertem Stahlbeton als Aktivierungsprodukt vorhanden, für das ein Beitrag von bis zu 99,6 % der Ca-41-Gesamtaktivität geschätzt wird. Die maximale Konzentration liegt bei $1,98\text{E}+08 \text{ Bq/m}^3$ in Gebinden und in allen Abfallfamilien. Der höchste Beitrag von bis zu 83 % stammt aus den Abfallfamilien KDC und CNT-Beton. [4-05].

Das Screening der Radionuklide durch Auslaugung in das Grundwasser und die Szenarien des menschlichen Eindringens führten zur Einbeziehung von Ca-41 in die Bewertung. Die Bewertungsergebnisse zeigen, dass das begrenzende Szenario weder das Grundwasser noch die Geosphäre oder die Biosphäre ist, sondern das Szenario des menschlichen Eindringens, genauer gesagt die im Labor durchgeführte Analyse der Bohrkerne [4-01].

Die Argumentation in [4-01] für den Transport von Ca-41 stützt sich auf:

- der Löslichkeit des Radionuklids, deren Werte mit Literaturdaten vergleichbar sind [NTB 14]
- der Annahme eines vollständigen und sofortigen Isotopengleichgewichts zwischen der flüssigen und der festen Phase im Abfall, was zu einer vollständigen Verfügbarkeit von ^{41}Ca für die Auslaugung führt, und,
- der Verteilungskoeffizient K_d wird unter Berücksichtigung der Löslichkeitswerte und der Schüttdichte mathematisch berechnet.

Die Verwendung eines K_d -Wertes für Ca-41 wird in der Literatur nicht empfohlen. Stattdessen wird vorgeschlagen, bei der Leistungsbewertung Konzentrationsgrenzen und Isotopenaustauschprozesse zu verwenden [PSI 03]. Diese Argumentation stützt sich auf die chemischen Eigenschaften des Isotops. Ca-41 kann nämlich mit stabilen Ca-Isotopen ausgetauscht werden, und daher wird erwartet, dass sein Aufnahmemechanismus in Zement und Beton durch Isotopenaustausch gesteuert wird. Folglich wird erwartet, dass seine Konzentration durch Isotopenverdünnung gesteuert wird. Aufgrund dieser Eigenschaften wird das Isotop von Ca-haltigen Mineralien aufgenommen, die die Hauptbestandteile von Zement und Beton sind. In der Folge wird Ca-41 höchstwahrscheinlich während der chemischen Entwicklung des Zements kontinuierlich in diese Minerale eingebaut, bis sich diese vollständig auflösen. In diesem letzten Stadium der Zemententwicklung ist das wichtigste Mineral der Calcit, der bis zu einem pH-Wert von 7 stabil ist.

4.3 Die stofflichen WAC für das oberflächennahe Endlager Dessel

Nach [OND 19C] handelt es sich bei Stoffen die sich erheblich auf die Entsorgung in einer Oberflächenanlage auswirken können um:

- Komplexbildner (hauptsächlich ISA, ein Abbauprodukt von Cellulose) - Chelatbildner,
- Sulfate,
- Chloride,
- gaserzeugende Materialien und
- Stoffe die das Abbinden und Aushärten des Füllmörtels beeinträchtigen

Für die Komplexbildner und Chelatbildner gibt es keine spezifischen Konformitätskriterien, ausgenommen für Cellulose. Die Einschränkungen lauten wie folgt:

- Cellulose: 0,4 kg pro Monolith;
- Chloride: 0,4 m% pro Packung der Zementmasse der Immobilisierungsmatrix;
- Sulfate: 12 g / kg des rohen und/oder behandelten Primärabfalls in jedem Gebinde (nur Abfall-Mas). Ausgenommen von dieser Einschränkung ist Bariumsulfat;
- Gaserzeugende Materialien: müssen ein Redoxpotential $< -0,84$ V SHE (mit der Standard-Wasserstoffelektrode gemessenes Redoxpotential des Paares H_2/OH^-) aufweisen. Besonders relevant für Abfälle die Bestandteile aus Aluminium, Beryllium und Magnesium beinhalten;
- Grenzwerte für Stoffe sind in Tabelle 15-3 von [OND 19C] aufgeführt.

Weitere gefährliche Stoffe, wie z.B. explosive oder brennbare Stoffe, sind nicht erlaubt.

5 ANNAHMEKRITERIEN FÜR DIE ENTSORGUNG VON RADIOAKTIVEN ABFÄLLEN IN DEM OBERFLÄCHENNAHEN ENDLAGER DRIGG, UNITED KINGDOM

5.1 Zugrundeliegende Dokumente

Die verschiedenen Szenarien, auf deren Basis die Annahmebedingungen für das Endlager Drigg hergeleitet wurden, finden sich u.a. in den folgenden Unterlagen:

- Decision document: application by LLW Repository Ltd under the Environmental Permitting (England and Wales) Regulations 2010 to carry on radioactive substances activities at: Low Level Waste Repository, Old Shore Road, Drigg, Holmrook, Cumbria, CA19 1XH [5-01]
- The 2011 Environmental Safety Case – Main report LLWR/ESC/R(11)10016, May 2011 [5-02]
- The 2011 Environmental Safety Case - Waste acceptance. The 2011 environmental safety case. LLWR/ESC/R(11)10026. May 2011 [5-03]
- Assessment of long-term radiological impacts. The 2011 environmental safety case. LLWR/ESC/R(11)10028. May 2011 [5-04]
- Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: The Guidance on Requirements for Authorisation. February 2009 [5-05]

5.2 Die radiologischen WAC für das oberflächennahe Endlager Drigg

Die oberflächennahe Endlagerung unterliegt in dem United Kingdom besonderen Anforderungen, wie sie von der Umweltbehörde in dem Leitfaden zur Near-surface Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes [5-01], sowie [5-03] und [5-04] formuliert werden. Die Umweltbehörden des Vereinigten Königreichs, einschließlich der Environment Agency, haben Leitlinien zu den Anforderungen erstellt, die ein oberflächennahes Endlager erfüllen muss. Diese Anforderungen sind in den "Guidance on Requirements for Authorisation" (GRA) [5-05] dargelegt. Diese Grundlagen sind in Abbildung 5-1 schematisch aufgeführt und wurden für die Entwicklung eines „Environmental Safety Case“ (ESC) berücksichtigt, welcher die eigentlichen WAC beinhaltet.

Die Grundsätze und Anforderungen betreffen die Umweltsicherheit sowohl während des Betriebs einer Anlage als auch während und nach der Stilllegung, unabhängig davon, wie lange die Abfälle eine potenzielle Gefahr darstellen. Die Leitlinien enthalten im Allgemeinen keine Vorschriften zu den Methoden und Nachweisen, mit denen ein ESC nachweisen soll, dass die Grundsätze befolgt und die Anforderungen erfüllt werden. Es wird ein den Verhältnissen und Randbedingungen angemessener Ansatz empfohlen, bei dem solide wissenschaftliche Erkenntnisse und gute technische Praxis angewandt und Unsicherheiten berücksichtigt werden. Aus diesen Grundlagen wurden die einzelnen Bewertungsszenarien hergeleitet, auf denen die eigentlichen WAC basieren.

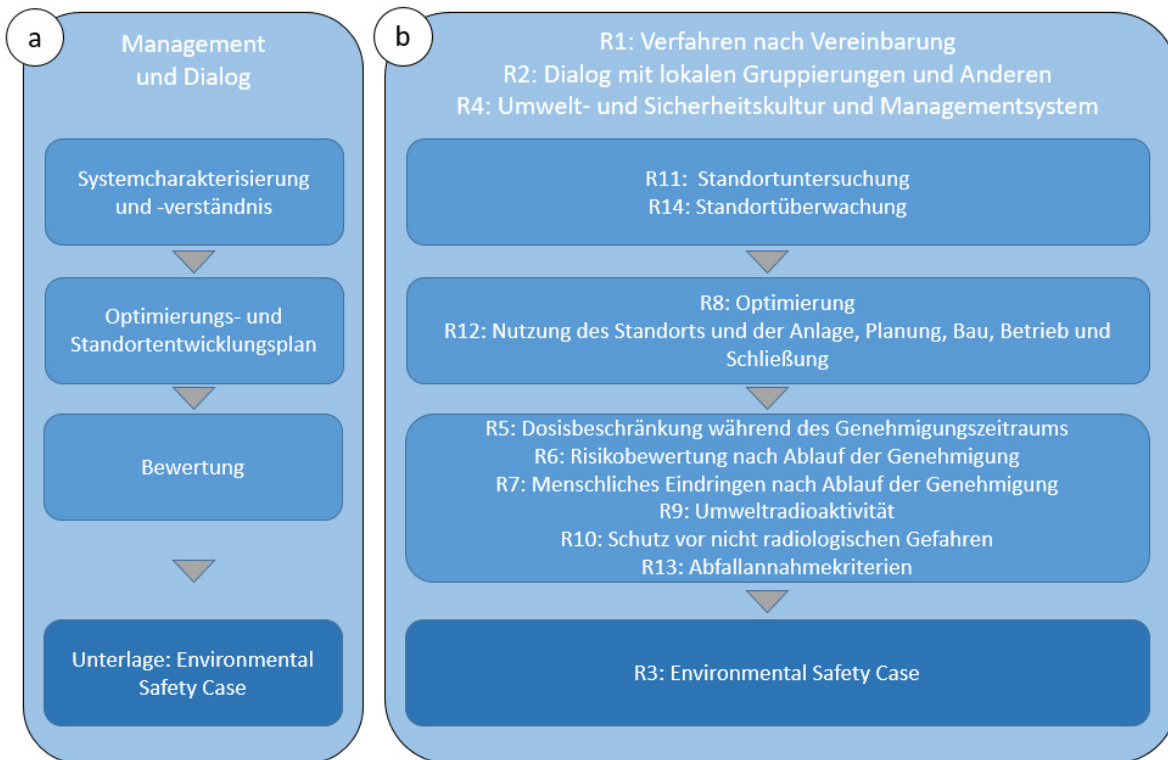


Abbildung 5-1 Darstellung des Verfahrens zur Ableitung der Anforderungen an Endlager im Vereinigten Königreich

5.2.1 Einführung und Aufbau der WAC

Die vierzehn Hauptanforderungen an ein oberflächennahes Endlager sind in Abbildung 5-1 aufgeführt. Die Anforderungen decken ein breites Spektrum von Aspekten der Umweltsicherheit ab, darunter Umweltmanagement, Sicherheitskultur und Einbeziehung der Behörden und Interessengruppen, Systemcharakterisierung und -verständnis, Optimierung und Standortpläne sowie Folgenabschätzung und Abfallannahme. Erforderlich ist ein moderner "Sicherheitsnachweis" und nicht nur eine Bewertung der radiologischen Auswirkungen für eine bestimmte Anlagenkonzeption. Ein ESC im Vereinigten Königreich befasst sich jedoch nicht mit der konventionellen oder radiologischen Sicherheit von Arbeitnehmern oder der Gefahrenabwehr, die separat vom Office for Nuclear Regulation geregelt werden. Eine ESC befasst sich auch nicht mit einigen konventionellen Umweltauswirkungen, z. B. Verkehr, Lärm und visuelle Annehmlichkeiten, die im Rahmen lokaler Planungsverfahren behandelt werden. Um ein klares quantitatives Verständnis der wichtigsten Prozesse und Ergebnisse zu erhalten, wurden unterschiedliche Modelle zur Bewertung der verschiedenen Freisetzungspfade, über die Schadstoffe freigesetzt werden können, entwickelt. Dabei werden diese im Rahmen bestimmter Szenarien mit Schwerpunkt auf der erwarteten Entwicklung des Endlagers und seiner Umgebung entwickelt [5-06].

Die einzelnen Bewertungsszenarien zur Herleitung der WAC berücksichtigen die Ergebnisse von Standortuntersuchungen, Messungen, und Modellierungen der einzelnen Freisetzungsszenarien. Auch eine detaillierte Beschreibung des bereits vorhandenen Abfallinventars wurde berücksichtigt,

ebenso wie die technischen Systeme und die direkte Umgebung der Abfallanlage wie beispielsweise die Geologie und Hydrologie sowie die Küsten- und Oberflächenumgebung. Anschließend wurde eine Bewertung basierend auf den Hauptanforderungen R5 R7, R9 und R10 vollzogen. Die nachfolgende Tabelle 5-1 stellt nun die Hauptanforderungen, die für die Ableitung der Abfallannahmekriterien herangezogen werden, zusammen, wobei die für die Entwicklung der Annahmekriterien relevanten Arbeitsschritte fett hervorgehoben wurden.

Tabelle 5-1 Anforderungsstruktur für das Genehmigungsverfahren [5-02]

Systemcharakterisierung und -verständnis: R11/R14 Entwickeln einer hinreichend detaillierten und zuverlässigen Beschreibung der Abfälle die sich am Standort befinden und in Zukunft entsorgt werden sollen sowie die Beschreibung der technischen Eigenschaften des Endlagers und dessen Umgebung.
• Ableitung der Abfallannahmekriterien unter Berücksichtigung der Unsicherheiten für ein zukünftiges Abfallinventar unter Berücksichtigung radiologischer und nicht-radiologischer Abfalleigenschaften • Modellierung des geochemischen Systems und dessen voraussichtliche zeitliche Veränderung • Beschreibung der Geologie und Hydrogeologie sowie deren voraussichtliche zeitliche Veränderung. Dies umfasst Standortuntersuchungen und Modellierungen zur Untersuchung des Einflusses von Klimawandel, Meeresspiegelanstieg und Küstenerosion auf die hydrogeologischen Verhältnisse • Charakterisierung der gegenwärtigen und zukünftigen Expositionspfade und der potentiell exponierten Gruppen • Auswertung von Überwachungsergebnissen zur Unterstützung von Sicherheitsanalysen und zur Entwicklung geeigneter Maßnahmen der Standortsicherheit
Optimierungs- und Standortentwicklungsplan: R8/R12 Entwickeln einer Umfassenden Bewertung für die künftige Entwicklung der Anlage bis zur Stilllegung und darüber hinaus.
• Identifikation des Sanierungspotentials vorhandener und zukünftiger Abfälle im Rahmen einer Rückholung • Entwickeln von Verbesserungen bei der Abfallverpackung und Erhöhung der Verpackungseffizienz • Erstellung eines Standortentwicklungsplans für die Gewölbeplanung und dem Grundwassermanagement • Untersuchung verschiedener Abfallablagerungsstrategien • Untersuchung zu Abfluss- und Sickerwassermanagement • Entwicklung einer Regelung für die institutionelle Kontrolle nach Abschluss der Einlagerung und der Abdeckung der Anlage
Bewertung: R 5-7, 9, 10

Erstellen von Bewertungen zur Sicherheit während des Entsorgungsbetriebes bis hin zur Abdeckung der Anlage. Bestimmung der radiologischen Risiken und Strahlendosen für die Bevölkerung sowie die Abschätzung der Risiken durch chemotoxischer Stoffe. Ableitung der radiologischen Kapazität und die Bedingungen unter denen Abfälle in der Anlage sicher entsorgt werden können.

- **Entwickeln von Modellen zur Bewertung verschiedener Freisetzungspfade der Schadstoffe wie Beispielsweise die Migration im Grundwasser oder durch Küstenerosion, sowie menschliches Eindringen**
- **Ermittlung der Wege, die zum Transfer von Radionukliden aus dem Endlager in den Menschen und in die Umwelt führen**
- **Ermittlung eines weitgehend erwarteten Szenarios für die künftige Entwicklung der natürlichen Umwelt und eines weniger wahrscheinlichen Alternativszenarios**
- Entwicklung konzeptioneller Modelle von Stoffwechselwegen einschließlich Überlegungen zu alternativen Annahmen
- Unsicherheiten in Bezug auf Messunsicherheiten, Messinterpretationen, Anwendbarkeit von Literaturwerten anstelle von Messwerten und Variabilität von Parametern in Zeit und Raum
- Unsicherheiten über die langfristige Entwicklung des Endlagers und seiner Umgebung sowie zukünftiger Ereignisse, welche diese beeinflussen können
- Unsicherheiten bezüglich des zukünftigen menschlichen Verhaltens
- **Ableitung von Abfallannahmekriterien sowie die Herleitung der radiologischen Kapazität des Endlagers unter Berücksichtigung ihrer physikalischen Abfalleigenschaften, ihrer Fähigkeit die Biogeochemie zu beeinflussen und ihres Potentials Hohlräume zu schaffen sowie ihrer chemotoxischen Eigenschaften**

Die GRA legt Dosisgrenzwerte für den Zeitraum fest, für den eine Genehmigung vorliegt, den so genannten Genehmigungszeitraum. Ferner werden Risiko- und Dosisrichtwerte für die Zeit nach der Entlassung des Standorts aus der behördlichen Kontrolle festgelegt. Während des Genehmigungszeitraums sollte die von der Anlage ausgehende effektive Dosis für ein repräsentatives Mitglied der kritischen Gruppe einen quellenbezogenen Dosisrichtwert von 0,3 mSv pro Jahr nicht überschreiten. Im Rahmen der Umsetzung der Grundwasserrichtlinie von 2006 wird für den Grundwasserpfad während des Genehmigungszeitraums ein Dosisbeitrag von nicht mehr als dem Dosisrichtwert von 20 µSv pro Jahr erwartet. Nach Ablauf des Genehmigungszeitraums sollte das bewertete radiologische Risiko, das von einem Endlager für eine Person ausgeht, die für die am stärksten gefährdeten Personen repräsentativ ist, mit einem Risikoleitwert von 10^{-6} pro Jahr einhergehen (vergleiche Tabelle 5-2). Die potenziellen Folgen eines Eindringens von Menschen sollten auf der Grundlage bewertet werden, dass ein solches Eindringen wahrscheinlich ist, und die bewertete effektive Dosis für eine Person während und nach dem angenommenen Eindringen sollte einen Dosisrichtwert im Bereich von etwa 3 mSv pro Jahr bis etwa 20 mSv pro Jahr nicht überschreiten. Die Werte am unteren Ende des Bereichs gelten für abgeschätzte Expositionen, die

über Jahre hinweg andauern, während die Werte am oberen Ende des Bereichs für abgeschätzte Expositionen gelten, die nur von kurzer Dauer sind.

5.2.2 Festlegung der radiologischen Kriterien für die Entwicklung der WAC

Die Bewertung der radiologischen Auswirkungen ergab, dass es sich bei dem Zeitraum von 100 Jahren nach der Period of Authorisation (PoA) um eine ausreichende Zeitspanne handelt, um den in R6 festgelegten Risikogrenzwert und die in R7 festgelegten Dosisrichtwerte einzuhalten. Im Falle einer geplanten landwirtschaftlichen Nutzung des Geländes kann es notwendig sein, den entsprechenden Zeitraum auf bis zu 200 Jahre zu verlängern, um die Risikogrenzwerte für C-14 einzuhalten. Kommt es während der POA zu Unfällen, so werden diese im Rahmen des nuklearen Sicherheitsnachweises geprüft, und etwaige Schäden am Endlager repariert und weitere Auswirkungen gegebenenfalls abgemildert werden.

Basierend auf den vorgestellten Anforderungen wurden für das oberflächennahe Endlager Drigg die Dosisbeschränkungen und Richtwerte festgelegt wie in Tabelle 5-2 dargestellt.

Tabelle 5-2 Dosisbeschränkungen für das oberflächennahe Endlager Drigg

Während des Genehmigungszeitraums	Nach dem Genehmigungszeitraum
Es gilt ein Dosisrichtwert von 0,3 mSv/a	Es gilt ein Risikorichtwert von 10^{-6} /a
Für den Grundwasserpfad gilt ein zusätzlicher Grenzwert von 20 μ Sv/a	Für den Fall des menschlichen Eindringens gilt ein zusätzlicher Dosisrichtwert von 3 mSv/a für andauernde Expositionen und ein Dosisrichtwert für 20 mSv für kurzfristige Expositionen

5.2.3 Herleitung der radiologischen Annahmekriterien für das oberflächennahe Endlager Drigg

Der Standort der Abfallbehandlungsanlage Drigg ist insofern einzigartig, als dass er bereits in den 1950er Jahren als Endlager für radioaktive Abfälle in Betrieb genommen wurde und seither kontinuierlich erweitert wurde. Demzufolge muss der Sicherheitsnachweis, dessen jüngste Aktualisierung 2011 vorgelegt wurde, für eine Bewertung einer potentiellen Freisetzung von Radionukliden in die Umwelt alle bereits am Standort vorhandenen Abfälle berücksichtigen. Dies gilt insbesondere für die Grundwasserpfade und die Szenarien zur Berücksichtigung von Küstenerosionen. Die eigentlichen Abfallannahmekriterien weisen keine Aktivitätswerte aus, welche für ein bestimmtes Abfallvolumen wie beispielsweise ein Abfallgebinde oder 1 m³ verpackten Abfall gelten. Die aktuellen Genehmigungen der Umweltagentur [5-01] enthalten jedoch Entsorgungsgrenzwerte, die für die gesamte Abfalldeponie, d.h. für das gesamte oberflächennahe Endlager gelten. Diese leiten sich aus unterschiedlichen Bewertungsfällen ab.

Die Grenzwerte für den Genehmigungszeitraum leiten sich beispielsweise aus der gasförmigen Freisetzung, der Freisetzungen von Sickwässern in die Meeresumwelt, in die

Oberflächenwassersysteme und in das Grundwasser sowie durch externe Strahlung ab. Als geeignetes regulatorisches Kriterium wurde der Dosisgrenzwert von 0,3 mSv pro Jahr bestimmt. Basierend auf dem regulatorischen Kriterium wurde unter Berücksichtigung des gegenwärtigen Radionuklidinventars die maximal zulässige radioaktive Gesamtaktivität für kritische Radionuklide bestimmt.

Nach dem Genehmigungszeitraum verbleiben nur C-14 und Ra-226 als relevante Radionuklide [5-07. 5-08]. Bedingt durch die Abschätzung, dass die diffusionsbedingte Freisetzung von Rn-222 erst nach Zeiträumen deutlich länger als die Halbwertszeit von 3,8 Tagen eintritt, kann die durch Rn-222 hervorgerufene Dosis vernachlässigt werden.

Die Grenzwerte für das Grundwasser wurden auf der Grundlage des Risikoleitwertes von 10^{-6} /a abgeleitet, welche potenziell gefährdete Personengruppen berücksichtigt, welche

- Wasser aus einem nahegelegenen Brunnen konsumieren oder für Ackerbau oder Viehzucht verwenden,
- Fische oder Muscheln aus den örtlichen Küstengewässern fangen und verzehren oder
- Wasser aus dem Brigg-Bach für landwirtschaftliche Zwecke verwenden.

Für diesen Bewertungsfall zeigt sich unter Berücksichtigung einer Erosion des Standortes nach 1000 Jahren, dass für nahezu alle Freisetzungspfade das BohrlochszENARIO die höchsten Auswirkungen aufweist und sich somit aus diesem Szenario die restriktivsten Grenzwerte ableiten lassen. Für den Bewertungsfall der Küstenerosion wurde das 20 μ Sv/a Kriterium als äquivalent zum Risikoleitwert von 10^{-6} /a herangezogen. Hierbei wurden als Risikogruppen Menschen identifiziert, welche

- Freizeitaktivitäten an der Küstenlinie nahe des Standortes nachgehen,
- Meeresfrüchte aus Standortnähe verzehren oder
- Aus beruflichen Gründen in Standortnähe verweilen.

Für alle Radionuklide wurde festgestellt, dass sich aus den Szenarien des Nachgehens von Freizeitaktivitäten und des Verzehens von lokalen Meeresfrüchten die restriktivsten Grenzwerte ableiten lassen.

Für die einzelnen Szenarien gelten jeweils unterschiedliche Bewertungskriterien, da sich die radiologische Relevanz der einzelnen Radionuklide für die unterschiedlichen Bewertungsszenarien unterscheidet. Demzufolge muss die Berechnung der maximal zulässigen radiologischen Gesamtaktivität für jedes Szenario unabhängig voneinander durchgeführt werden, um das insgesamt begrenzende Szenario zu ermitteln. Die ermittelten Werte sind in der nachfolgenden Tabelle 5-3 zusammengefasst aufgelistet. Findet ein bestimmtes Radionuklid in einem Szenario keine Berücksichtigung aufgrund lediglich geringfügiger Signifikanz, so ist dieses Radionuklid in der jeweiligen Spalte für das entsprechende Szenario mit N/A gekennzeichnet.

Tabelle 5-3 Zulässige Gesamtaktivitäten für die einzelnen Szenarien aus [5-01]

Zulässige Gesamtaktivitäten					
Entsorgungspfad: Vergraben auf dem Betriebsgelände in Übereinstimmung mit dem Umweltsicherheitskonzept					
Abfalltyp: Feste radioaktive Abfälle, einschließlich ihrer Verpackung mit limitierter Aktivität: α -Strahlen emittierende Radionuklide ≤ 4 GBq/Mg und alle nicht α -Strahlen emittierende Radionuklide ≤ 12 GBq/Mg (gemittelt über eine Sendung)					
Radionuklid / Gruppe von Radionukliden	Szenario 1 (Grundwasser)	Szenario 2 Erosion an der Küste (Strandbesucher)	Szenario 3 Erosion an der Küste (Meeresfrüchte)	Szenario 4 Gasförmige Freisetzung (C-14)	Szenario 5 Gasförmige Freisetzung (H-3)
H-3	N/A	N/A	N/A	N/A	18000
C-14	190	530000	180	130	N/A
Cl-36	35	16000	N/A	N/A	N/A
Ca-41	3500	N/A	N/A	N/A	N/A
Se-79	N/A	100000	400	N/A	N/A
Mo-93	130	64000	79000	N/A	N/A
Zr-93	N/A	140000	70000	N/A	N/A
Nb-94	N/A	5,3	53000	N/A	N/A
Tc-99	250000	210000	9000	N/A	N/A
Ag-108m	N/A	34	2500	N/A	N/A
I-129	1,5	1800	780	N/A	N/A
Cs-135	N/A	130000	170000	N/A	N/A
Ra-226	1500	6,4	3,8	N/A	N/A
Th-229	N/A	26	48	N/A	N/A
Th-230	5600	8,2	4,6	N/A	N/A
Th-232	N/A	3,0	59	N/A	N/A
Pa-231	7100	16	130	N/A	N/A

U-233	220000	160	340	N/A	N/A
U-234	250000	820	620	N/A	N/A
U-235	240000	58	2900	N/A	N/A
U-236	250000	2100	7100	N/A	N/A
U-238	350000	330	6900	N/A	N/A

Bei den in Tabelle 5-3 angegebenen zulässigen Gesamtaktivitäten handelt es sich um die jeweils maximal zulässige, über die gesamte Betriebsdauer des Endlagers einzulagernde Aktivität pro Radionuklid, wenn die Gesamtaktivität im Endlager ausschließlich durch das jeweils betrachte Radionuklid gegeben wäre. Demzufolge wird die radiologische Gesamtaktivität im Endlager durch die Summe der Quotienten der eingelagerten Aktivität zum jeweiligen nuklidspezifischen Grenzwert bestimmt, welche sich aus der Aktivität des entsprechenden Radionuklids (I_n) und der maximal zulässigen radioaktiven Gesamtkapazität (L_n) für das Radionuklid n nach der nachfolgenden Gleichung berechnen lässt:

$$\sum_n \frac{I_n}{L_n} \leq 1$$

Zusätzlich zu den Grenzwerten für die Gesamtkapazität der am Standort entsorgten radioaktiven Abfälle wurden auch Konzentrationsgrenzen für kleinere Abfallmengen bestimmt. Die Aktuelle Genehmigung für das LLWR enthält Aktivitätskonzentrationsgrenzwerte von 4 GBq t⁻¹ für α -Strahlung emittierende Radionuklide und 12 GBq t⁻¹ für alle anderen Radionuklide [5-11], wobei diese Grenzwerte für Abfallstücke gelten, welche ein Gesamtvolumen von 40 m³ nicht überschreiten. In der Genehmigung werden keine weiteren Einschränkungen bezüglich der Aktivitätskonzentrationsgrenzwerte getroffen [5-09, 5-10] Es soll an dieser Stelle erwähnt werden, dass für die Bewertungsszenarien des menschlichen Eindringens nur Ereignisse nach der PoA betrachtet werden, da alle Ereignisse, die zu einem beliebigen Zeitpunkt während der PoA eintreten, bereits durch den Nuklearen Sicherheitsweis abgedeckt sind.

5.2.3.1 Szenario Betrachtung des menschlichen Eindringens in das Endlager

Neben den bereits genannten Kriterien, welche generell die Anwesenheit des gesamten Radionuklidinventars in der Abfallentsorgungseinrichtung berücksichtigen, wurden für die Ableitung der WAC auch Expositionssituationen berücksichtigt, welche sich durch örtlich begrenzte Aktivitätskonzentrationen auszeichnen. Als relevante Szenarien für diese Einschränkungen wurden Bewertungsfälle herangezogen, in denen es zu einem potentiellen Eindringen von Menschen in das Endlager und direkten Kontakt mit den dort eingelagerten Abfällen kommt. Eine genaue Beschreibung der entsprechenden Szenarien kann [5-01] entnommen werden. Der allgemeine Ansatz wird dort wie folgt beschrieben:

“Human Intrusion Cases:

For human intrusion assessment cases [68], doses are assessed for PEGs associated with an intrusion event, for example to a borehole driller, and for PEGs which are assumed to be exposed to waste previously excavated, for example a smallholder living on land

contaminated by a prior intrusion. During coastal erosion of the site, discussed below, additional human intrusion cases are assessed for PEGs that are assumed to make direct contact with exposed wastes. The relevant regulatory criteria for human intrusion cases are the dose guidance levels of 20 mSv per year for short-term exposures and 3 mSv per year for exposures continuing over a period of years respectively.

For all these cases, the potential impacts are determined by the activity concentration in those consignments that are brought to the surface during intrusion or are exposed during coastal erosion. Given the limited areal extent of potential intrusions from the cap surface, and that coastal erosion of the vault and trenches is expected to occur sequentially, intrusions for the trenches and vaults are considered to be independent of each other. The results are therefore used to consider consignment limits for future disposals to the vaults.”

In den angewandten Bewertungsszenarien handelt es sich um Ereignisse, die ausschließlich nach dem Genehmigungszeitraum und somit ebenfalls nach dem operativen Rückzug aus dem Endlager und nach Einstellung aller Kontrollen stattfinden, wobei davon ausgegangen wurde, dass die Integrität des Endlagers durch Küstenerosion beeinträchtigt wurde. Bei den typischen Personengruppen, welche im Rahmen der Bewertungsfälle des menschlichen Eindringens berücksichtigt werden, handelt es sich um:

- Bauarbeiter oder Laborpersonal, welche während eines Standortuntersuchungsverfahrens oder während Bauarbeiten in das Endlager eindringen oder die entsprechenden (Bohr)Proben später auswerten;
- Anwohner oder Personengruppen wie Kleinbauern die sich längere Zeit in Standortnähe aufhalten, nachdem ein Eindringen in das Endlager erfolgt ist;
- Personen, welche sich am Strand oder der Steilküste befinden, während Abfälle sich in direkter Nähe befinden.

Insgesamt wurden bei der Bewertung die Ereignisse als die relevantesten Szenarien des menschlichen Eindringens identifiziert, welche in der nachfolgenden Tabelle 5-4 dargestellt sind:

Tabelle 5-4 Berücksichtigte relevante Szenarien für das Endlager Drigg

Geotechnische Untersuchungen:
Durchführen von Bohrungen
Aushub von (Probe)Gruben
Laboruntersuchungen von (Bohr)Proben
Erschließung des ehemaligen Anlagengeländes als Bauland:
Wohngrundstücke
Grundstücke von Kleinbauern
Weitere Tätigkeiten:
Sammeln von Gegenständen
Materialrückgewinnung

Grundsätzlich wurde dabei unterschieden, mit welchen Abfällen und Abfallmengen die verschiedenen Personengruppen in Kontakt geraten können. Dabei wurde berücksichtigt, dass nur bei bestimmten Bewertungsszenarien Kontakt zu Abfällen in jeder Tiefe der Anlage betrachtet werden muss und das in einigen Szenarien die Abfälle auf die oberen Ebenen beschränkt werden können. Gleichzeitig wurde externe Bestrahlung berücksichtigt, welche ebenfalls hauptsächlich auf die Abfälle in den oberen Ebenen zurückgeführt worden ist.

Eine weitere Möglichkeit der Unterscheidung kann über die Anwendung der unterschiedlichen Dosisrichtwerte getroffen werden. Ist der Kontakt zu den Abfällen als nur vorübergehend anzusehen, wie beispielsweise bei der Analyse einer Bohrkernprobe, wurde das 20 mSv/a Kriterium angewandt. Werden nun die in Tabelle 5-5 beschriebenen Szenarien den beiden Dosiskriterien zugeordnet, so darf die kurzfristige Exposition nicht länger als ein paar Wochen andauern. Bei längerfristigen Expositionen wird die Jahresdosis von 3 mSv/a als Dosiskriterium angewandt. In beiden Fällen werden bei der Berechnung der jeweiligen Dosen die Summe aus der externen Strahlung und den effektiven Dosen aus der Inhalation von kontaminierten Staub und der Ingestion von beispielsweise kontaminierten Lebensmitteln berücksichtigt. Im Szenario Sammeln von Gegenständen, wird ferner davon ausgegangen, dass es nach dem eigentlichen Sammeln von verschiedenen kontaminierten Objekten zu einer längerfristigen Exposition durch das Ausstellen der Fundstücke in der Wohnung kommt.

Tabelle 5-5 Zur Bewertung herangezogene Szenarien für die Beschreibung des menschlichen Eindringens in das Endlager

Kurzzeitige Exposition	Langfristige Exposition
Durchführen von Bohrungen	Wohngrundstücke – Bewohner
Aushub von (Probe)Gruben	Landwirtschaft (Kleinbauer)
Laboruntersuchungen von (Bohr)Proben	Sammeln von Gegenständen
Wohngrundstücke – Bauarbeiter	
Materialrückgewinnung - Arbeiter	

Neben den oben genannten Dosiskriterien und den abfallspezifischen Kriterien werden auch die standortspezifischen Merkmale des Endlagers zur Bewertung von Szenarien des menschlichen Eindringens herangezogen. Die für die Berechnungen angenommene Aktivität der jeweiligen Radionuklide basiert auf den aktuellen Entsorgungsaufzeichnungen und einer Vorhersage für zukünftige Radionuklidinventare sowie unter Berücksichtigung der entsprechenden nuklidspezifischen Zerfälle. Da der Einlagerungsbereich mit nur einen einzelnen, im Profil elliptischen, Domdeckel (Vergleiche Abbildung 5-2) konzipiert wurde, kommt es zu unterschiedlichen Dicken in der Barriere oberhalb der Abfälle (ISO Container, die sich beispielsweise im untersten Stapel befinden, haben auf der Außenseite (links) einen deutlich geringere Abschirmung als ISO Container auf der Innenseite (rechts – in Nähe der Gräben)). Insbesondere oberhalb der Gräben liegt eine deutlich größere Abschirmung vor.

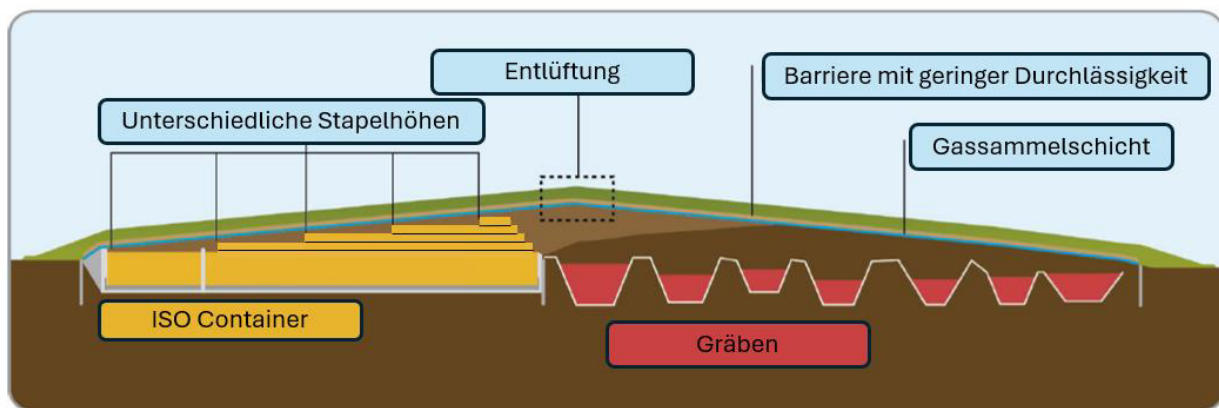


Abbildung 5-2 Gewölbe und Gräben im Querschnitt von Südwesten nach Nordosten

Für den rechnerischen Ansatz wurde die Topologie der gesamten Anlage mittels eines Rasters in verschiedene Abschnitte unterteilt und jeder Rasterfläche wurde die maximale Stapelhöhe des Abfalls und das minimale Profil in der Barriere zugeordnet. In der nachfolgenden Abbildung ist das Profil oberhalb der Kuppelschicht aufgezeigt. Die Gesamtdicke beträgt 3 m, wovon die unterste Schicht aus Kies besteht, welche freigesetzte Gase aufnehmen soll. Darüber liegt eine Tonschicht mit geringer Durchlässigkeit, welche die Infiltration begrenzen und die Migration von Radongas verhindern soll. Darüber liegt noch eine Bio-Intrusions-Barriere aus großen Kieselsteinen. Die gesamte Struktur aller Barrieren sind in Abbildung 5-3 dargestellt.

<i>Oberfläche</i>		Erde	300 mm
<i>Wasserabweisende Schicht</i>			300 mm
<i>Filterschicht</i>		Sand/Grobkies	2x150 mm
<i>Bio-Intrusions Barriere</i>		Kieselsteine	600 mm
<i>Drainage</i>		Schotter	500 mm
<i>Infiltrationsbarriere</i>		Ton	600 mm
<i>Gasfassungsschicht</i>		Kies	400 mm

Abbildung 5-3 Profil der unterschiedlichen Barrieren beim Endlager Drigg

Für die Festlegung der Berechnungsparameter wie beispielsweise die Expositionsdauer wurden die Ergebnisse von Studien zur Erhebung von Daten im Umgang mit radioaktiven Proben verwendet.

Die für die Dosisberechnungen in jedem Szenario verwendeten Parameter sind in Tabelle 5-6 für kurzzeitige und in Tabelle 5-7 für langfristige Expositionsergebnisse zusammengefasst. Im letzteren

Fall resultiert die Exposition im Freien aus dem Scavenging, also dem Aufsammeln von in der Umwelt verteiltem radioaktivem Material, während die Exposition in Innenräumen durch das Mitbringen radioaktiver Gegenstände nach Hause erfolgt.

Tabelle 5-6 Zusammenfassung der Parameter für die Berechnung von Strahlendosen bei kurzzeitigen Expositionen

Ereignis/Parameter	Bohrung eines Bohrlochs	Ausgrabung einer Proben-grube	Labor-analyse	Wohnungs-bau / Bauwesen	Rückgewinnung von Material
Eindringtiefe [m]	20	4,5		5	
Intrusionsfläche [m]	0,025	2,3		400	
Aushubvolumen pro Ereignis[m ³]	0,5	10,4	0,03	2000	
Anzahl an Ereignissen, welchen eine Person ausgesetzt ist	5	20	25	1	1
Expositionsdauer pro Ereignis (oder Serie)[h]	16(80)	1(20)	2(50)	80	40
Außen/Innen	Außen	Außen	Innen	Außen	Außen

Tabelle 5-7 Zusammenfassung der Parameter für die Berechnung von Strahlendosen bei langfristigen Expositionen

Event Parameter	Hausbewohner	Kleinbauer	Sammler
Eindringtiefe [m]	5	5	
Intrusionsfläche [m]	400	50	
Aushubvolumen pro Ereignis[m ³]	2000	2250	
Anzahl an Ereignissen, welchen eine Person ausgesetzt ist	Kontinuierlich	Kontinuierlich	Periodisch

Expositionsdauer pro Jahr [h]	8766	8766	415
Außen/Innen	20%/80%	17%/83%	14%/86%

Die Ergebnisse wurden für Intrusionszeiten von 100 beziehungsweise 1000 Jahren nach Beendigung der Überwachung des Standortes berechnet. Diese umfassen die Zeitspanne, bevor die potentielle Zerstörung des Standortes durch Küstenerosion eintritt.

Die entsprechenden Ergebnisse für die beiden restriktivsten Bewertungsszenarien sind in der nachfolgenden Tabelle 5-8 zusammengefasst. Aus diesen beiden Bewertungsszenarien ergeben sich die restriktivsten nuklidspezifischen maximal zulässigen radiologischen Gesamtaktivitäten. Alle Radionuklide, deren maximal zulässige Gesamtaktivitäten kleiner als das entsprechende Screening Level sind, wurden unter „Weitere“ zusammengefasst. Die Daten zeigen, dass die beiden Bewertungsszenarien Kleinbauer und Anwohner für jeweils unterschiedliche Radionuklidgruppen die restriktivsten Einschränkungen aufweisen. So ist das Szenario für die Kleinbauern bei Radionukliden im Lebensmittelpfad wie beispielsweise C-14 und Cl-36 dominant, währenddessen das Bewertungsszenario für Anwohner bei der externen Bestrahlung und der Inhalation durch Radionuklide wie Nb-94, Ag-108m und Rn-222 dominiert.

Die Daten zeigen weiter, dass sich die restriktivsten Einschränkungen in der Regel aus den Bewertungsszenarien für 100 Jahre ableiten lassen. Ausnahme bilden nur wenige Radionuklide wie beispielsweise U-234, bei welchem deutlich restriktivere Werte durch die Berücksichtigung von Tochternukliden bei längeren Zerfallszeiten errechnet wurden.

Tabelle 5-8 Maximal zulässige radiologische Gesamtaktivitäten für den oberen Stapelbereich des Endlager Drigg. Die Daten wurden von GBq/t in Bq/m³ unter der Annahme einer Dichte von 1411,5 kg/m³ pro ISO-Container umgerechnet.

Radionuklid	Radiologische Gesamtaktivitäten in GBq t ⁻¹			
	Anwohner		Kleinbauer	
	100 Jahre	1000 Jahre	100 Jahre	1000 Jahre
H-3			290	
C-14			0,012	
Cl-36	19	19	0,0023	0,0023
Ni-63			77	
Sr-90	13		0,51	
Zr-93	260	260	210	210
Nb-94	0,0054	0,0055	0,0086	0,0088

Radionuklid	Radiologische Gesamtaktivitäten in GBq t ⁻¹			
	Anwohner		Kleinbauer	
Mo-93	68	79	0,84	0,98
Tc-99			0,076	0,076
Ag-108m	0,0064	0,028	0,010	0,045
I-129	2,8	2,8	0,32	0,32
Cs-135	270	270	5,4	5,4
Cs-137	0,15		0,23	
Pb-210	7,0		0,25	
Ra-226	0,00012	0,00017	0,00011	0,00017
Ac-227	0,57		0,97	
Th-229	0,029	0,032	0,030	0,032
Th-230	0,0027	0,00032	0,0025	0,00031
Th-232	0,0031	0,0031	0,0047	0,0047
Pa-231	0,020	0,020	0,027	0,027
U-233	1,7	0,30	1,0	0,27
U-234	2,5	0,65	1,2	0,060
U-235	0,069	0,065	0,10	0,097
U-236	4,8	4,8	1,7	1,7
U-238	0,38	0,37	0,47	0,46
Np-237	0,046	0,046	0,065	0,065
Pu-238	0,97	190	5,9	210
Pu-239	0,41	0,42	2,4	2,5
Pu-240	0,41	0,45	2,5	2,7
Pu-241	12	51	41	170
Pu-242	0,43	0,43	2,6	2,6
Pu-244	0,024	0,024	0,040	0,040
Am-241	0,42	1,8	1,4	5,8
Am-242m	0,36	15	1,3	52
Am-243	0,054	0,059	0,093	0,10

Radionuklid	Radiologische Gesamtaktivitäten in GBq t ⁻¹			
	Anwohner		Kleinbauer	
Cm-242	190			
Cm-243	0,86		1,5	
Cm-244	29	160	160	
Cm-245	0,12	0,10	0,23	0,20
Cm-246	0,49	0,56	2,7	3,1
Cm-248	0,0031	0,0031	0,0050	0,0050
Weitere	300	300	300	300

5.2.4 Bewertung der radiologischen Annahmekriterien für das oberflächennahe Endlager Drigg

Die Annahmekriterien für das oberflächennahe Endlager Drigg basieren auf internationalen Standards wie beispielsweise von der IAEA. Der entsprechende Sicherheitsnachweis ist umfassend und berücksichtigt sowohl die normale Entwicklung des Standortes als auch Störszenarien wie Küstenerosion oder erhebliches Eindringen durch den Menschen. Das oberflächennahe Endlager Drigg ist das einzige der drei in diesem Bericht betrachteten Endlager, welches bereits über ein aktuelles Radionuklidinventar verfügt und wobei dieses in allen weiteren Rechnungen berücksichtigt werden muss. Die signifikantesten Merkmale sind die Dosiskriterien von 20 mSv pro Jahr für kurzfristige Expositionen, beziehungsweise 3 mSv pro Jahr für anhaltende Expositionen nach Ende der Überwachung des geschlossenen Endlagers. Es soll an dieser Stelle angemerkt werden, dass aus den betrachteten Szenarien hervorgeht, dass eine Abstufung für Abfälle in den unteren Einlagerungsschichten bei der Ermittlung der entsprechenden Exposition berücksichtigt wird. Diese Abstufung liegt begründet in der Tatsache, dass sich eine Intrusion in das Abfallendlager voraussichtlich auf Abfälle in den oberen Einlagerungsschichten beschränkt und somit stärkeren Einschränkungen unterliegen muss.

5.3 Die stofflichen WAC für das oberflächennahe Endlager Drigg

Ferner wurden neben den radiologischen Randbedingungen in der Umweltstudie 2011 [5-03] eine Reihe von Materialien identifiziert, welche potentiell weitere Radionuklide oder nicht-radiologische Schadstoffe freisetzen können. Hierzu zählen unter anderem:

- Zellulosehaltige Materialien
- Fäulnisfähige Stoffe
- Nicht-zellulosehaltige Polymere (chlorhaltig)
- Ionenaustauscherharze (sulfathaltig)
- Fließmittel (sulfat- und chlorhaltig)

- Komplexbildner
- Weitere Materialien und Werkstoffe wie Öle, Pulver, Sulfate und Nitrate, welche nur begrenzt in Wasser löslich sind

Untersuchungen in [5-03] deuten darauf hin, dass aufgrund der sehr geringen Abbauraten der Polymere und der damit verbundenen sehr langsamen Freisetzung es unwahrscheinlich ist, dass ausreichende Mengen abgebaut werden, um die Schadstoffmobilität zu beeinflussen. Ionenaustauscherharze haben ebenfalls niedrige Abbauraten und ihre Fixierung in einer festen Matrix wird als ausreichend für die Verringerung der Schadstoffmobilität angesehen. Ähnliches gilt für den Konditionierungsprozess von NAPL-Materialien, da es derzeit keinen Nachweis darüber gibt, dass ihre Entsorgung den Radionuklidtransport signifikant beeinflussen kann. Das Vorhandensein von Sulfaten wird nicht als problematisch angesehen, da durch deren Existenz reduzierende und anaerobe Bedingungen erreicht werden können, welche die Mobilität von redoxempfindlichen Radionukliden verringern. Fließmittel können bei der Produktion in Zement enthalten sein. Ihre chemische Zusammensetzung und Mengen sind jedoch weitgehend unbekannt. Es wird davon ausgegangen, dass sie nur während des Zementabbaus freigesetzt werden, der als langsam angesehen wird. Demzufolge wurde keines der oben genannten Materialien als signifikant ausgewiesen, um einer Einschränkung bei der Entsorgung zu unterliegen.

In Bezug auf Komplexbildner wird erwartet, dass diese die Mobilität von Radionukliden und Schadstoffen selbst bei niedrigen Konzentrationen beeinflussen. Folglich sollte die zu entsorgende Menge begrenzt werden. Allerdings existiert nach aktuellem Stand noch kein Konzept um deren Wirkung auf die Radionuklidmobilität zu erkennen.

Für zellulosehaltiges Material gibt es keine aktuelle Beschränkung in den Annahmekriterien, jedoch gibt es Überlegungen zur Beschränkung bestimmter Abfallformen, insbesondere für C-14 haltige Abfallformen. In [5-03] wird auf die möglichen Abbaureaktionen, -produkte und -wege unter stark alkalischen, beziehungsweise neutralen pH-Bedingungen eingegangen. Das Fazit in [5-03] ist, dass Zellulose aus bestehenden Abfällen hauptsächlich mikrobiell abgebaut wird, ohne dass Isosaccharinsäure (ISA) freigesetzt wird, womit keine signifikanten Auswirkungen auf die Freisetzung und Mobilität relevanter Schadstoffe erwartet werden.

6 VERGLEICH DER EINZELNEN ANNAHMEKRITERIEN DER VERSCHIEDENEN ZWISCHENLAGERSTÄTTEN

6.1 Einleitung

Dieses Kapitel enthält einen Vergleich der radiologischen Annahmekriterien für die Entsorgung schwach radioaktiver Abfälle (LLW) für

- das oberflächennahe Endlager (NDF) in Dessel in Belgien,
- das tiefengeologische Endlager Schacht Konrad in Deutschland und
- das oberflächennahe Endlager (NDF) in Drigg im Vereinigten Königreich.

6.2 Numerischer Vergleich der radiologischen WAC

Dieser Abschnitt enthält einen Vergleich der radiologischen WAC für das Endlager Schacht Konrad, das oberflächennahe Endlager Drigg und das oberflächennahe Endlager in Dessel. Es sollte an dieser Stelle angemerkt werden, dass ein rein numerischer Vergleich die unterschiedlichen Charakteristika dieser unterschiedlichen Endlager nicht angemessen berücksichtigen kann. Der numerische Vergleich wird dennoch zunächst durchgeführt, um die Radionuklide zu identifizieren, bei deren Bewertung es zu signifikanten Unterschieden gekommen ist. Auf die Bewertung der Konservativitäten, die den WAC zugrunde liegen, wird dann separat in Abschnitt 7 eingegangen.

In Tabelle 6-1 sind vergleichbare Merkmale der drei zu betrachtenden Endlager aufgeführt, welche für die Ableitung von Annahmekriterien von Relevanz sind.

Tabelle 6-1 Vergleich der Hauptmerkmale des Endlagers Dessel (Belgien) und des Endlagers Konrad (Deutschland) im Hinblick auf die Ableitung von Abfallannahmekriterien

Eigenschaften	Konrad	Dessel	Drigg
Art des Endlagers	Tiefengeologisches Endlager Tiefe: 800 m – 1300 m	Oberflächennahes Endlager	Oberflächennahes Endlager
Abfallvolumen	303.000 m ³	80.000 m ³	800.000 m ³
Containertypen	verschiedene Arten von Beton-, Guss- und Stahlbehältern	„Monolith“ = Betonbehälter, vollständig mit Beton vergossen	Iso-Container (20t Stahlbehälter)
Grundlage für die Ableitung von Abfallannahmekriterien	Verkehrssicherheit Betriebssicherheit langfristige Sicherheit Freisetzung von Radionukliden in den Grundwasserleiter und in Oberflächengewässer	Betriebssicherheit langfristige Sicherheit einschl. potentielle Freisetzung Störungsereignisse (menschliches Eindringen)	Betriebssicherheit langfristige Sicherheit einschl. potentielle Freisetzung Störungsereignisse (menschliches Eindringen)
Bestandteile der Abfallannahmekriterien (nuklidspezifische Werte)	2 für das gesamte Endlager 1 aus der Störfallanalyse mit 7 Unterscheidungen für die jeweiligen Abfallproduktgruppen 1 aus der thermischen Einwirkung auf das Wirtsgestein mit 12 Teilmengen für verschiedene Behältertypen 2 für Spaltstoffinhalte	1 für das gesamte Endlager 1 Set für den Containertyp „Monolith“ mit 3 weiteren Beschreibungen (pro Monolith, Heterogenität, Szenario des menschlichen Eindringens)	1 für das gesamte Endlager 1 Set mit den 3 Bewertungsszenarien und zwei weitere Szenarien zur Beschreibung von gasförmiger Freisetzung (nur für H-3 und C-14)

6.2.1 Numerischer Vergleich der WAC von dem Endlager Schacht Konrad und dem Endlager Dessel

In diesem Abschnitt werden die angegebenen Kriterien des Endlagers Dessel für die zulässigen Gesamtaktivitäten sowie für einzelne Abfallgebinde mit den entsprechenden Größen für das Endlager Schacht Konrad verglichen. Hier soll explizit erwähnt werden, dass die Mehrzahl der Abfallannahmekriterien für das Endlager in Dessel nicht wesentlich kleiner sind als die für das tiefengeologische Endlager Schacht Konrad.

Ein Vergleich der Gesamtaktivitätskonzentration für das gesamte Endlager ist dabei nur auf wenige Radionuklide beschränkt, die die Schnittmenge der Radionuklide bilden, für die entsprechende Daten sowohl für das Endlager Schacht Konrad und als auch für das Endlager Dessel begrenzend festgelegt sind. Dieser Vergleich ist in Tabelle 6-2 dargestellt. Alle Werte für das Endlager Schacht Konrad sind der Tabelle 9 der [3-01] entnommen.

Tabelle 6-2 Vergleich der maximal zulässigen Gesamtaktivitäten (bezogen auf das gesamte Endlager) für ausgewählte Radionuklide, basierend auf den Werten für das Endlager Dessel sowie das Endlager Schacht Konrad.

Nuklide	Dessel [Bq/m³]	Konrad [Bq/m³]
C-14	1,48E+08	1,3E+09
I-129	2,86E+04	2,3E+06
U-235	7,62E+04	6,6E+05
U-236	1,18E+06	3,3E+06
U-238	4,48E+05	6,3E+06
Pu-239	1,90E+06	6,6E+09
Pu-241	2,15E+08	6,6E+11

Ein direkter Vergleich zwischen den Abfallannahmekriterien für einzelne Abfallgebinde ist nur sinnvoll, wenn ähnliche Abfallgebinde verglichen werden. Daher werden die Monolith-Behälter im Endlager Dessel mit Abfallbehältern der Grundkategorie im Endlager Schacht Konrad verglichen, in denen die Abfälle vollständig verpresst sind.

Tabelle 6-3 enthält einen Vergleich für ausgewählte Radionuklide, wobei die Abfallproduktgruppe 5 (betonierte radioaktive Abfälle) und der Betonbehältertyp II gewählt wurden. Es ist zu beachten, dass die Werte für das Endlager Dessel in Bq/m³ angegeben sind, während die Werte für Konrad in Bq pro Behälter angegeben sind. Da das Nettovolumen des Betonbehälters Typ II jedoch 1,3 m³ beträgt, sind beide Zahlenwerte im Wesentlichen ohne weitere Umrechnung vergleichbar. Für Konrad müssen die Annahmekriterien für Abfallproduktgruppe 5 und für Betonbehältertyp II gleichzeitig eingehalten werden.

Tabelle 6-3 Vergleich der behälterspezifischen Abfallannahmekriterien für das Endlager Dessel und das Endlager Schacht Konrad

Nuklid	Dessel [Bq/m³] Monolith-Behälter	Konrad [Bq/Container] Abfallproduktgruppe 5	Konrad [Bq/Container] Betonbehälter Typ II
Ag-108m	1E+08	9.6E+11	1.4E+12
Am-241	2E+09	7.6E+11	7.3E+11
C-14	1E+11	2.1E+15	1.2E+13
Cl-36	1E+09	6.0E+09	1.4E+12
Ca-41	1E+08	1.6E+13	9.2E+11
Cm-244	1E+09	1.4E+12	2.6E+12
Cs-135	1E+08	4.3E+08	5.1E+12
Cs-137	1E+12	5.1E+12	4.9E+12
I-129	1E+08	4.3E+08	3.7E+12
Mo-93	1E+08	7.6E+13	4.4E+13

Nuklid	Dessel [Bq/m ³] Monolith-Behälter	Konrad [Bq/Container] Abfallproduktgruppe 5	Konrad [Bq/Container] Betonbehälter Typ II
Nb-94	7E+08	1.1E+12	2.8E+11
Ni-59	1E+11	7.6E+14	5.4E+13
Ni-63	1E+13	7.0E+14	4.1E+13
Np-237	1E+08	8.3E+11	1.8E+10
Pu-238	1E+09	8.9E+11	4.9E+11
Pu-239	5E+08	8.3E+11	8.8E+10
Pu-240	1E+09	8.3E+11	1.1E+11
Pu-241	8E+10	1.7E+13	7.3E+12
Se-79	1E+09	7.0E+11	9.6E+12
Sn-126	1E+08	5.1E+12	1.8E+12
Sr-90	1E+11	8.6E+11	1.1E+13
Tc-99	1E+10	5.4E+13	4.3E+12
U-234	1E+09	2.3E+12	1.4E+10
U-235	1E+07	2.4E+12	8.1E+09
U-236	1E+08	2.3E+12	6.8E+10
U-238	1E+08	2.4E+12	2.9E+10
Zr-93	1E+09	2.4E+14	8.9E+12

Der Vergleich zeigt, dass das Oberflächenlager Dessel in der Lage ist, radioaktive Abfälle mit ähnlichen Aktivitätskonzentrationen der Schlüsselnuklide Cs-137 und Sr-90 aufzunehmen wie das geologische Tiefenlager Konrad. Andere Radionuklide, bei denen die beiden Abfallannahmekriterien vergleichbar sind, sind in der Tabelle hervorgehoben.

Annahmekriterien für Radionuklide mit Halbwertszeiten in der Größenordnung von 1.000 a und mehr sind jedoch für das Endlager Schacht Konrad deutlich höher. Dennoch umfassen die Annahmekriterien für das Endlager Dessel den gesamten Bereich dessen, was im Allgemeinen als schwach und teilweise auch mittelfradioaktive Abfälle bezeichnet wird. Durch eine geeignete Wahl aus Abfallproduktgruppe und Abfallbehälterklasse lassen sich im Gesamtbild für das Endlager Konrad deutlich höhere Einlagerungskapazitäten pro Radionuklid erreichen, wie der Vergleich zwischen den Daten der zweiten und vierten Spalte in Tabelle 6-3 ergibt.

6.2.2 Numerischer Vergleich der WAC von dem Endlager Schacht Konrad und dem oberflächennahen Endlager Drigg

In Deutschland werden die Anforderung zur Einhaltung der Einlagerungskriterien für einzelne Behälter spezifiziert, wohingegen für das Endlager Drigg sich diese nur aus der maximal einzubringenden Gesamtaktivität ableiten. Demzufolge kann ein direkter Vergleich nur für die zulässige Gesamtaktivität durchgeführt werden.

Als Ansatz für den Vergleich der zulässigen Gesamtaktivitäten wird eine Gegenüberstellung vergleichbarer Störfallszenarien und der aus diesen resultierenden maximal zulässigen

nuklidspezifischen Gesamtaktivitäten für das Endlager Drigg verfolgt. Hierbei werden folgende Bewertungs- bzw. Störfallszenarien betrachtet:

- Für das Endlager Schacht Konrad: Störfallszenario mit einer Bewertungsgrundlage von circa 10.000 Behälter,
- Für das Endlager Drigg
 - Bewertungsszenario 1: Grundwasser
 - Bewertungsszenario 2: Küstenerosion/Strandnutzer
 - Drigg Bewertungsszenario 3: Küstenerosion/Meeresfrüchte

Für das Bewertungsszenario für das Endlager Konrad werden zwei Sätze von WAC verwendet. So werden für diejenigen Radionuklide, für die die zulässige nuklidspezifische Gesamtaktivität am Ende der Betriebsphase von Konrad begrenzt ist, der direkte Wert angegeben. Die entsprechenden Einträge in der Ergebnistabelle Tabelle 6-4 sind mit einem "*" gekennzeichnet. Für alle weiteren Radionuklide werden die Garantiewerte für Einzelbinde der Abfallproduktgruppen 05 und 06 (APG, *Abfallproduktgruppe* für zementierte Abfälle) in der Behälterklasse I (ABK, *Abfallbehälterklasse*, für Behälter mit normalen Anforderungen) mit 10.000 multipliziert. Bei diesem Ansatz wird davon ausgegangen, dass etwa ein Drittel der für die Einlagerung in Konrad vorgesehenen Behälter (303.000 m^3 Gesamtbruttoabfallvolumen, unter Berücksichtigung eines durchschnittlichen Behälterbruttovolumens von circa 8 m^3) die zulässigen Gesamtaktivitäten vollständig ausschöpfen. Diese Annahme dient dazu, den Vergleich der zulässigen nuklidspezifischen Gesamtaktivitäten bei vergleichbaren Endlagervolumina (Drigg mit einem Gesamtbruttoabfallvolumen von 800.000 m^3) durchzuführen.

Bei der Auswahl der zu vergleichenden Radionuklide wird berücksichtigt, dass auch diese für die beiden unterschiedlichen Endlagertypen grundsätzlich vergleichbar sind: So unterscheiden sich die Bewertungsszenarien für ein tiefeingeologisches Endlager wie Konrad und ein oberflächennahes Endlager wie Drigg deutlich für Radionuklide wie C-14, die eine große Mobilität über den Wasserpfad aufweisen und dessen Mobilität durch das geologische System in Verbindung mit der gewählten Einlagerungstechnik eingeschränkt wird. Als Folge wären daher bei Bewertung in den entsprechenden Szenarien unterschiedliche Verdünnungsfaktoren für oberflächennahe und tiefeingeologische Endlager anzuwenden, was zu stark unterschiedlichen Bewertungsgrundlagen führen würde. Demzufolge eignen sich für den Vergleich hauptsächlich Radionuklide, die ähnlichen Ausbreitungsbedingungen in den angewandten Szenarien unterliegen und bei denen eine Vergleichbarkeit angenommen werden kann. Zu solchen Radionukliden gehören beispielsweise langlebige Radionuklide wie Cs-135 oder I-129.

In der nachfolgenden Tabelle 6-4 sind die Ergebnisse der jeweiligen Betrachtungen zusammengestellt.

Tabelle 6-4 Vergleich zwischen der maximal zulässigen Gesamtaktivitäten aus dem Störfallszenario (SS) für das Endlager Schacht Konrad (Berechnet auf 10.000 Behälter) und der jeweiligen Bewertungsszenarien (BS) für das Endlager Drigg (BS 1 (Grundwasserleiter) BS 2 (Küstenerosion/Strandnutzer) und BS 3 (Küstenerosion/Meeresfrüchte))

Radionuklid	Konrad (SS) [Bq]	Drigg (BS 1) [Bq]	Drigg (BS 2) [Bq]	Drigg (BS 3) [Bq]
Ag-108m	9,6E+15		3,4E+13	2,5E+15
Am-241	7,6E+15	3,4E+17	1,3E+15	4,5E+15
Am-243	7,6E+15	1,4E+17	4,9E+13	5,4E+14
C-14	4,0E+14*	1,9E+14	5,3E+17	1,8E+14
Ca-41	1,6E+18	3,5E+15		
Cl-36	6,0E+13	3,5E+13	1,6E+10	
Cm-244	1,4E+16		7,5E+16	1,7E+17
Cs-135	9,1E+17		1,3E+17	1,7E+17
I-129	7,0E+11*	1,5E+12	1,8E+15	7,8E+14
Mo-93	7,6E+17	1,3E+14	6,4E+16	7,9E+16
Nb-94	1,1E+16		5,3E+12	5,3E+16
Pu-238	8,9E+15		7,5E+17	
Pu-239	2,0E+15*		2,0E+14	4,2E+14
Pu-240	8,3E+15		2,1E+14	4,6E+14
Pu-241	2,0E+17		3,8E+16	1,3E+17
Se-79	7,0E+15		1,0E+17	4,0E+14
U-234	2,3E+16	2,5E+17	8,2E+14	6,2E+14
U-235	2,0E+11*	2,4E+17	5,8E+13	2,9E+15
U-236	1,0E+12*	2,5E+17	2,1E+15	7,1E+15
U-238	1,9E+12*	3,5E+17	3,3E+14	6,9E+15
Zr-93	2,4E+18		1,4E+17	7,0E+16

Radionuklide, für die eine zulässige nuklidspezifische Gesamtaktivität am Ende der Betriebsphase von Konrad verfügbar ist, sind mit einem "*" gekennzeichnet.

Vergleicht man die Werte der unterschiedlichen Bewertungsszenarien für das Endlager Drigg mit denen für das Endlager Schacht Konrad, so fallen größere Abweichungen um einen Faktor 100 und mehr lediglich bei Nb-94 und den Uranisotopen 235-238 auf, wobei letztere hauptsächlich durch

Überlegungen zur Kritikalität begrenzt werden. Insgesamt zeigt sich, dass grundsätzlich ähnliche Anforderungen an die zulässigen nuklidspezifischen Gesamtaktivitäten gestellt werden. Es lässt sich aus diesem Vergleich ableiten, dass grundsätzlich vergleichbare Anforderungen den Bewertungsbeziehungsweise Störfallszenarien zugrunde gelegt wurden.

6.2.3 Numerischer Vergleich der WAC von den oberflächennahen Endlagern in Dessel und Drigg

Der nachfolgende direkte Vergleich zwischen den beiden Endlagerstätten in Dessel und Drigg dient dem Ziel zu verdeutlichen, in welchem Ausmaß bestimmte Konservativitäten in die jeweiligen WAC eingeflossen sind. Ein Vergleich der WAC für das Endlager Drigg erfolgt über die nuklidspezifischen zulässigen Gesamtaktivitäten – analog zum Vorgehen gemäß Kap. 6.2.2 – mit Daten aus Tabelle 4-2 für das Endlager Dessel und Daten für das Endlager Drigg aus Tabelle 5-3. Bei diesem Vergleich sind folgende Aspekte zu beachten:

- Die berechneten WAC für Drigg gelten für den gesamten Standort, einschließlich der dort bereits lagernden radioaktiven Abfälle. Der Standort Drigg ist zudem flächen- und kapazitätsmäßig deutlich größer als der Standort Dessel.
- Die berechneten WAC für das Endlager Drigg basieren auf den Bewertungsszenarien BS 1, BS 2 und BS 3 (BS 1 (Grundwasserleiter) BS 2 (Küstenerosion/Strandnutzer) und BS 3 (Küstenerosion/Meeresfrüchte)).
- Die technischen Details der beiden oberflächennahen Endlager sind bezogen auf die Zielsetzung des Vergleichs ähnlich.

Der Vergleich der Werte ist in Tabelle 6-5 dargestellt. Leere Felder für die drei Assessment Cases für Drigg bedeuten, dass für diesen speziellen Fall kein Wert berechnet wurde. Leere Zeilen für Drigg zeigen an, dass für dieses Radionuklid in diesem Bewertungsszenario kein individueller Wert existiert, sondern dieses Radionuklid durch die zulässigen Gesamtaktivitäten anderer Bewertungsszenarien oder durch den Rückfallwert begrenzt wird.

Tabelle 6-5 Vergleich der maximal zulässigen Gesamtaktivität für unterschiedliche Bewertungsszenarien (BS) für das oberflächennahe Endlager Dessel und das Endlager Drigg. Für das Endlager Drigg wurden hierbei die Szenarien: BS 1 (Grundwasserleiter) BS 2 (Küstenerosion/Strandnutzer) und BS 3 (Küstenerosion/Meeresfrüchte) aufgelistet

Radionuklid	Dessel (BS) [Bq]	Drigg (BS 1) [Bq]	Drigg (BS 2) [Bq]	Drigg (BS 3) [Bq]
Ag-108m	1,6E+10		3,4E+13	2,5E+15
Am-241	3,8E+11	3,4E+17	1,3E+15	4,5E+15
Am-243	1,1E+10	1,4E+17	4,9E+13	5,4E+14
C-14	5,0E+12	1,9E+14	5,3E+17	1,8E+14

Radionuklid	Dessel (BS) [Bq]	Drigg (BS 1) [Bq]	Drigg (BS 2) [Bq]	Drigg (BS 3) [Bq]
Ca-41	1,6E+10	3,5E+15		
Cl-36	1,4E+10	3,5E+13	1,6E+10	
Cm-244	1,3E+11		7,5E+16	1,7E+17
Cs-135	2,6E+08		1,3E+17	1,7E+17
I-129	5,6E+13	1,5E+12	1,8E+15	7,8E+14
Mo-93	1,4E+10	1,3E+14	6,4E+16	7,9E+16
Nb-94	2,8E+11		5,3E+12	5,3E+16
Np-237	5,87E+08	4,9E+16	4,1E+13	1,4E+15
Pu-238	2,2E+11		7,5E+17	
Pu-239	6,5E+10		2,0E+14	4,2E+14
Pu-240	6,8E+10		2,1E+14	4,6E+14
Pu-241	7,3E+12		3,8E+16	1,3E+17
Se-79	6,2E+08		1,0E+17	4,0E+14
U-234	5,3E+10	2,5E+17	8,2E+14	6,2E+14
U-235	2,6E+09	2,4E+17	5,8E+13	2,9E+15
U-236	4,0E+10	2,5E+17	2,1E+15	7,1E+15
U-238	1,5E+10	3,5E+17	3,3E+14	6,9E+15
Zr-93	1,1E+09		1,4E+17	7,0E+16

Es zeigt sich, dass die WAC-Werte für das Endlager Drigg insgesamt um mehrere Größenordnungen höher sind als die für das Endlager in Dessel, selbst wenn man den niedrigsten Wert aus den drei Optionen für den Vergleich heranzieht. Die Gesamtaktivitätswerte für das Endlager Drigg sind eher mit denen des Endlagers Konrad vergleichbar. Selbst unter Berücksichtigung des Größenunterschieds des gesamten Endlagers und einer daraus folgenden Reduzierung der WAC für Drigg um den Faktor 10 (um etwas dasselbe Gesamtvolumen in beiden Endlagern zu vergleichen) bleibt der Unterschied immer noch bei mehreren Größenordnungen. Aus diesem Unterschied lässt sich direkt ableiten, welche Konservativitäten in den entsprechenden Bewertungsszenarien verwendet werden. Basierend auf den Grenzwerten für das oberflächennahe Endlager Dessel lässt sich in diesem Fall ableiten, dass die zur Berechnung der WAC gewählten Annahmen sehr konservativ und somit stark einschränkend sind.

7 BEWERTUNG DER KONSERVATIVITÄTEN ZWISCHEN DEN EINZELNEN ENDLAGER UND FAZIT

Abschließend zu den Betrachtungen in den vorigen Kapiteln erfolgt nun eine abschließende Bewertung der WAC bzw. der in diesen berücksichtigten Konservativitäten.

Hierzu sollen nochmals wesentliche Unterschiede zwischen den beiden modulare aufgebauten oberflächennahen Endlager Drigg und Dessel zusammengestellt werden:

- 1) **Geographische Lage und Sicherheitsfaktoren:** Das oberflächennahe Endlager Drigg befindet sich in der Nähe der Küste, von Flüssen und Flussmündungen, weshalb dort Küstenerosion und der Anstieg des Meeresspiegels zusätzlich zu den Auswirkungen von eindringendem Niederschlag in die Sicherheitsbewertung einfließen müssen. Dies ist für das oberflächennahe Endlager Dessel nicht relevant, da es nicht in Küstennähe liegt, sodass dort nur eindringender Niederschlag und Grundwasser berücksichtigt werden müssen.
- 2) **Infrastruktur und Entsorgungsmethoden:** Die Gräben des **oberflächennahen Endlagers in Drigg** haben eine teilweise andere Infrastruktur als das **Endlager Dessel**. Bei dem oberflächennahen Endlager Drigg existieren neben Einlagerungskammern für die ISO Container (vergleiche Aufzählungspunkt 3)) auch Gräben ohne zusätzliche zementbasierte Barrieren. Bei dem Endlager Dessel hingegen wird eine zusätzliche zementbasierte Barriere verwendet, was zu einer anderen Ausgangssituation führt, insbesondere was die chemische Zusammensetzung des Bodens und die Bildung von ISA (In-situ-Sicherungssystemen) betrifft.
- 3) **Abfalllagerung und -behälter:** In dem oberflächennahen Endlager Drigg werden die Abfälle in Betoninfrastrukturen gelagert, die ISO-Stahlbehälter enthalten, die Fässer, Pucks oder lose Abfälle umschließen und mit Zementmörtel gefüllt sind. In dem Endlager Dessel werden Abfälle entweder in Fässern oder als lose Abfälle in Betonmonolithen vergossen und gelagert, die dann zu Modulen gestapelt werden. Ein wesentlicher Unterschied ist die Verwendung von ISO-Stahlbehältern in dem oberflächennahen Endlager Drigg, die in dem Endlager Dessel nicht vorgesehen sind.
- 4) **Dosiskriterien für Szenarien mit menschlichem Eindringen (HIS):** Die Dosiskriterien für Human-Intrusion-Szenarien sind in beiden Fällen ähnlich, mit einem Grenzwert von 3 mSv/a für langfristige Expositionsszenarien. Im Fall von dem oberflächennahen Endlager Drigg wird jedoch auch ein höherer zulässiger Wert von 20 mSv/a für kurzfristige Expositionssituationen angewendet. Der Sicherheitsnachweis für das Endlager Drigg umfasst auch ebenfalls ein Szenario zur Analyse eines Bohrkerns, welches in dem Endlager Dessel als das konservativste Szenario angesehen werden kann. Im Unterschied zu dem Endlager Dessel wird dieses bei dem oberflächennahen Endlager Drigg jedoch als kurzzeitige Exposition behandelt. Das in dem oberflächennahen Endlager Drigg angewandte Dosiskriterium von 20 mSv/a in Kombination mit einer sehr begrenzten, angenommenen Expositionszeit von nur 50 Stunden pro Jahr, führt zu deutlich höheren zulässigen Gesamtaktivitäten. Ein weiterer Unterschied im Sicherheitsnachweis für das Endlager Drigg besteht darin, dass das Eindringen des

Menschen, insbesondere bei Bohrkernentnahmen, voraussichtlich vor allem die obersten Schichten des radioaktiven Abfalls betreffen wird, wodurch spezifische Grenzwerte für diese Abfallteile festgelegt werden können. Diese berücksichtigen aus dem Prinzip der Stapelung von ISO-Behältern mit hohen Aktivitäten (unten) und ISO-Behältern mit niedrigen Aktivitäten (oben), vergleichsweise niedrigere Gesamtaktivitäten in den jeweiligen Szenarien. Auch diese Annahmen führen zu einer erhöhten zulässigen Gesamtaktivität. Die bei dem Endlager Dessel angewendete Konservativität bei der Parameterwahl in **Sicherheitsanalysen** und **Szenarien** ist höher als für die Endlager in **Drigg** (UK) und **Konrad** (Deutschland), insbesondere in Bezug auf das menschliche Eindringen, wo für Dessel auch höhere konservative Sicherheitsfaktoren zur Anwendung kommen.

Die aus den verschiedenen Endlagertypen resultierenden Unterschiede in den Sicherheitsfaktoren und der entsprechenden Infrastruktur sind bereits in Kapitel 6.1 aufgeschlüsselt worden. Auch ein Vergleich der Bewertungsszenarien ist hierbei nur unzureichend, da sich die am meisten beschränkenden Bewertungsszenarien für die oberflächennahen Endlager aus dem HIS ableiten lassen, die jedoch für das Endlager Schacht Konrad mit deutlich unterschiedlichen Eintritts- und Bewertungskriterien versehen sind.

Der Vergleich des Konservativitätsgrads im WAC dem Endlager Dessel und dem Endlager Schacht Konrad zeigt, dass die frei wählbaren Parameter für das Endlager Schacht Konrad auf einer realistischeren Grundlage festgelegt wurden (siehe Kapitel 4.2.4), während die Parameter dem Endlager Dessel, insbesondere für die Szenarien menschlichen Eindringens (HIS), absichtlich konservativer gewählt wurden. Dies wird durch die nachfolgende Betrachtung verschiedener Parameter der einzelnen Szenarien deutlich:

1. Das Szenario „**Analyse eines Bohrkerns**“ für das oberflächennahe Endlager in Dessel (0) umfasst die folgenden wesentlichen Parameter, die je nach Szenario variiert werden können:
 - Expositionszeit, die auf ein ganzes Arbeitsjahr (1.800 Stunden pro Jahr) festgelegt wurde,
 - Expositionsabstand, der als ca. 1 m angenommen wurde,
 - vollständiges Fehlen einer Abschirmung des Bohrkerns (etwa durch seine Transportkartusche). Diese Annahmen ergeben insgesamt ein eher konservatives Szenario für die Referenzperson.
2. Die **Störfallszenarien für das Endlager Schacht Konrad** (3.2.3) basieren auf den folgenden Hauptparametern:
 - Der Freisetzungsanteil der Radioaktivität aus einem beschädigten Abfallbehälter nach einem Sturz und ggf. Brand, der auf experimentell ermittelten Werten basiert.
 - Die Rückhaltung der Radioaktivität an Oberflächen von der Freisetzung der Radionuklide bis zu deren Entweichung in die Atmosphäre. Hier wurden je nach Länge der Stollen und Schächte plausible Annahmen getroffen, die die Streuung der Aerosole berücksichtigen.
 - Die Ausbreitung der Radionuklide in der Atmosphäre sowie deren Ablagerung auf dem Boden wurden mithilfe von leicht konservativen meteorologischen Modellen unter Berücksichtigung der standortspezifischen Wetterbedingungen simuliert. Die in

den Störfallszenarien verwendeten Annahmen führen insgesamt zu einer Reihe von realistischeren Szenarien für die Referenzperson.

3. Die **Parameter, die in beiden Szenarien nicht frei gewählt werden können**, umfassen:
- Dosis-Koeffizienten für Inhalation und Ingestion,
 - Dosisleistungen, die sich aus einer spezifischen Expositionsgeometrie und den betrachteten Radionukliden ergeben,
 - Ernährungs- und andere Gewohnheiten der Referenzperson, die zur Aufnahme von Radionukliden über verschiedene radioökologische Pfade führen. Diese Daten und Anforderungen sind in der Regel festgelegt (z. B. durch eine Allgemeine Verwaltungsvorschrift in Deutschland oder die Strahlenschutzverordnung).

Für Störfallszenarien, wie die Beschädigung von Behältern während des Einlagerungsprozesses im Endlager Schacht Konrad oder das Eindringen von Menschen in das Endlager Dessel, lässt sich ableiten, dass die beim Sicherheitsnachweis für das Endlager in Dessel verwendeten Konservativitäten an einigen Stellen deutlich höher sind als für das Endlager Schacht Konrad.

8 LITERATURVERZEICHNIS

- [3-01] Bundesamt für Strahlenschutz (2014): Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014) - Endlager Konrad, Salzgitter
- [3-02] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (1988): Systemanalyse Konrad, Teil 3: Ableitung von Aktivitätsgrenzwerten für die betriebliche Praxis der Einlagerung radioaktiver Abfälle; Mai 1988, Köln, GRS-A-1452
- [3-03] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (1995): Konrad Dokument 262: Systemanalyse Konrad, Teil 3: Grundlagen der Ableitung von Aktivitätsbegrenzungen für den bestimmungsgemäßen Betrieb der Schachanlage Konrad; März 1995, Köln, GRS-A-1522
- [3-04] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (1988): Systemanalyse Konrad, Teil 3: Analyse der Ereignisse Flugzeugabsturz und Explosionsdruckwellen auf die Schachanlage Konrad (Radiologisch-konventioneller Risikovergleich), Januar 1988, Köln, GRS-A-1401
- [3-05] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (1989): Systemanalyse Konrad, Teil 3: Ermittlung und Klassifizierung von Störfällen, Mai 1989, GRS-A-1504
- [3-06] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (1987): Systemanalyse Konrad, Teil 3: Bestimmung störfallbedingter Aktivitätsfreisetzung, November 1987, Köln, GRS-A-1389
- [3-07] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (1982): Systemanalyse Konrad, Teil 2: Eignungsprüfung Konrad für die Endlagerung - Störfallbetrachtungen und Sicherheitskonzepte für die Betriebs- und Nachbetriebsphase, Köln, 1982
- [3-08] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (2017): Überprüfung des unfallbedingten Freisetzungsverhaltens bei der Beförderung radioaktiver Stoffe („Transportstudie Konrad“), Oktober 2017, Köln, GRS – 482
- [3-09] Brennecke, P., Kugel, K., Steyer, S. (2010): Endlager Konrad – Stoffliste Stand: Oktober 2010
- [3-10] Kreusch, W., Neumann, W. (2018): Identifizierung von Robustheitsdefiziten für die vergleichende Bewertung von Referenzmodellen zur Tiefenlagerung, Methodik und Ergebnisdarstellung, ENTIRA-Arbeitsbericht 10, Hannover
- [3-11] Niedersächsisches Ministerium für Umwelt (2002): Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, Hannover
- [3-12] StrlSchV (2017): Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) in der Fassung vom 27. Januar 2017
- [3-13] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (1995): Systemanalyse Konrad Teil 3 - Ermittlung der potentiellen Strahlenexpositionen in der Umgebung der Anlage bei Störfällen auf Basis

der Störfallberechnungsgrundlagen SBG 94(GRS - A - 2238/I und II), Köln, Februar 1995, EU 506

- [3-14] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Nukleare Sicherheit (2021): Neufassung der Ersten Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zum Bundes-Immissionsschutzgesetz (Technische Anleitung zur Reinhaltung der Luft - TA Luft) vom 18. August 2021, GMBI 2021 Nr. 48-54, S. 1050
- [3-15] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (1989): Brandschutzmemorandum, Februar 1989, Köln, GRS-A-1520
- [3-16] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (1985): Systemanalyse Konrad, Teil 2, Signifikanz einer Modellkurve "800 °C/1 h" für den Temperatur-Zeit- Verlauf hinsichtlich der Auswirkungen eines Transportfahrzeugbrandes untertage, Mai 1985, Köln, GRS-A-1094.
- [3-17] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (2005): Analyse der Sicherheit bei der Beförderung und Lagerung radioaktiver Stoffe – Quantifizierung der Freisetzung bei Transport- und Handhabungsunfällen, Juli 2005, Köln, GRS – A – 3265
- [3-18] Verein Deutscher Ingenieure (2000): Umweltmeteorologie, Partikelmodell, Kommission Reinhaltung der Luft im VDI und DIN, VDI 3945, Blatt 3, September 2000, Beuth-Verlag, 2000
- [3-19] Strahlenschutzkommission (2003): Störfallberechnungsgrundlagen (SBG) zu § 49 StrlSchV, Neufassung des Kapitels 4: Berechnung der Strahlenexposition. Empfehlung der SSK verabschiedet in der 186. Sitzung am 11.09.2003
- [3-20] Grundwasserverordnung vom 9. November 2010 (BGBl. I Seite 1513), geändert durch Artikel 1 der Verordnung vom 4. Mai 2017 (BGBl. I Seite 1044) und die zuletzt durch Artikel 1 der Verordnung vom 12. Oktober 2022 (BGBl. I S. 1802) geändert worden ist.
- [3-21] Niedersächsisches Wassergesetz vom 19. Februar 2010 (Nds. GVBl. S. 64 – VORIS 28200 -), zuletzt geändert durch Artikel 7 des Gesetzes vom 12. Dezember 2023 (Nds. GVBl. S. 289) und Verordnung vom 6. Dezember 2023 (Nds. GVBl. S. 339)
- [3-22] Bundesamt für Strahlenschutz (2010): Endlager Konrad - Bilanzierungsvorschrift für Radionuklide/Radionuklidgruppen und nichtradioaktive schädliche Stoffe Verfasser: Dr. Peter Brennecke, Stefan Steyer Bericht SE-IB-33/09-REV-1, Salzgitter, 7. Dezember 2010
- [3-23] Verordnung zur Umsetzung der Richtlinie 80/68/EWG des Rates vom 17. Dezember 1979 über den Schutz des Grundwassers gegen Verschmutzung durch bestimmte gefährliche Stoffe (Grundwasserverordnung) vom 18. März 1997, Bundesgesetzblatt, Jahrgang 1997, Teil I, Nr. 18, S. 542-544.
- [3-24] Verordnung zur Umsetzung der Richtlinie 80/68/EWG des Rates vom 17. Dezember 1979 über den Schutz des Grundwassers gegen Verschmutzung durch bestimmte gefährliche Stoffe (Grundwasserverordnung) vom 18. März 1997, Bundesgesetzblatt, Jahrgang 1997, Teil I, Nr. 18, S. 542-544.

- Niedersächsisches Wassergesetz (NWG) in der Fassung der Bekanntmachung der Neufassung des Niedersächsischen Wassergesetzes vom 25. März 1998, Niedersächsisches Gesetz- und Verordnungsblatt 52 (1998) Nr. 13, S. 347-397.
- [3-25] Verordnung zur Novellierung der Trinkwasserverordnung vom 21. Mai 2001, Bundesgesetzblatt, Jahrgang 2001, Teil I, Nr. 24, S. 959-980.
- [3-26] Bekanntmachung der Neufassung der Trinkwasserverordnung vom 5. Dezember 1990“, Bundesgesetzblatt, Jahrgang 1990, Teil I, Nr. 66, S. 2612-2629.
- [3-27] Länderarbeitsgemeinschaft Wasser (1996), Arbeitskreis Grundwasserschutz bei Abfallverwertung und Grundwasserschutz: Aktualisierte Prüfwerte der LAWA - Empfehlungen für die Erkundung, Bewertung und Behandlung von Grundwasserschäden, Entwurf, Stand: 03.12.1996.
- [3-28] Länderarbeitsgemeinschaft Wasser (2004) unter Vorsitz von Nordrhein-Westfalen (Hrsg.): Ableitung von Geringfügigkeitsschwellenwerten für das Grundwasser, Düsseldorf, Stand: Dezember 2004.
- [3-29] DVGW Deutscher Verein des Gas-und Wasserfaches e. V (1996):. Eignung von Fließgewässern für die Trinkwasserversorgung, DVGW-Regelwerk, Technische Mitteilung, Merkblatt W 251, DVGW, Bonn, August 1996.
- [4-01] ONDRAF/NIRAS (2019): Hoofdstuk 14 NIROND – TR- 2011-14 Veiligheidsevaluatie – Langetermijnveiligheid. Veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval te Dessel. Versie 3, 30 January 2019.
- [4-02] ONDRAF/NIRAS (2019): Hoofdstuk 15 NIROND – TR- 2011-15 Conformiteitscriteria voor bergingscolli. Veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval te Dessel. Versie 3, 30 January 2019.
- [4-03] ONDRAF/NIRAS (2019): Hoofdstuk 17 NIROND – TR- 2011-17 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel - Technische specificaties
- [4-04] ONDRAF/NIRAS (2019): Hoofdstuk 13 NIROND – TR-2011-13 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel - Technische specificaties. Versie 3, 30 January 2019.
- [4-05] ONDRAF/NIRAS (2019): Hoofdstuk 6 NIROND – TR- 2011-6 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel - Veiligheidsevaluatie – Operationele veiligheid
- [4-06] ONDRAF/NIRAS (2019): Hoofdstuk 9 NIROND – TR- 2011-9 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel – Uitbating Versie 3, 30 January 2019.
- [4-07] ONDRAF/NIRAS (2019): Hoofdstuk 12 NIROND – TR- 2011-12 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel – Stralingsbescherming. Versie 3, 30 January 2019.
- [4-08] ONDRAF/NIRAS (2019): Hoofdstuk 16 NIROND – TR- 2011-16 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel – Monitoring. Versie 3, 30 January 2019.
- [4-09] ONDRAF/NIRAS (2019): Hoofdstuk 7 NIROND – TR- 2011-7 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel - Ontwerp en constructie van de bergingscolli. Versie 3, 30 January 2019.

- [4-10] ONDRAF/NIRAS (2019): Hoofdstuk 1 NIROND – TR- 2011-1 uit het veiligheidsrapport voor de oppervlaktebergingsinrichting van categorie A-afval in Dessel – Organisatie van het dossier en algemene informatie. Versie 3, 30 January 2019.
- [5-01] Environment Agency (2015): Low Level Waste Repository Permit number EPR/YP3293SA granted to the Low Level Waste Repository, Drigg, Cumbria Effective date 01/11/2015
- [5-02] LLWR Repository Ltd (2011): Main Report. The 2011 environmental safety case. LLWR/ESC/R(11)10016. May 2011
- [5-03] LLWR Repository Ltd (2011): Waste acceptance. The 2011 environmental safety case. LLWR/ESC/R(11)10026. May 2011
- [5-04] LLWR Repository Ltd (2011): Assessment of long-term radiological impacts. The 2011 environmental safety case. LLWR/ESC/R(11)10028. May 2011
- [5-05] Environment Agency (2009): Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: The Guidance on Requirements for Authorisation. GEHO0209BPJM-E-E. February 2009
- [5-06] Baker, AJ (2008): Progress on Research and Development to July 2008, LLWRReport, LLWR/ESC/R(08)10007 Issue 1, 2008.
- [5-07] Limer L.M.C, Thorne M.C. and Towler G.H. (2011): Assessment Calculations for C-14 Labelled Gas for the LLWR 2011 ESC, Quintessa Report QRS-1443Z-1 Version 4, April 2011.
- [5-08] Limer L.M.C. and Thorne M.C. (2011): Assessment Calculations for Radon for the LLWR 2011 ESC, Quintessa Report QRS-1443ZG-1 Version 3, April 2011.
- [5-09] Defra, DTI and the Devolved Administrations (2007), Policy for the Long-term Management of Solid Low Level Radioactive Waste in the United Kingdom, March 2007.
- [5-10] Nuclear Decommissioning Authority (2009): UK Strategy for the Management of Solid Low Level Radioactive Waste from the Nuclear Industry: Strategic Environmental Assessment, June 2009.
- [5-11] Environment Agency (2011): Low Level Waste Repository Permit numberPR/YP3293SA, issued 21 December 2010, effective date 1 January 2011.
- [5-12] Environment Agency (1997), Scottish Environmental Protection Agency and Department of the Environment for Northern Ireland, Disposal Facilities on Land for Low and Intermediate Level Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation, 1997.
- [5-13] BNFL (2004): Future Radiological Capacity of the Drigg Low-Level Radioactive Waste Disposal Site, RP_01003169_R&T_00312_A, NSTS(04)5096, Issue 1, June, 2004.

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de

ISBN 978-3-911727-37-2