

**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**

**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**

Florian Rowold
Klemens Hummelsheim
Oliver Bartos
Tobias Grelle
Johannes Nicol
Gerold Spykman (TÜV Nord EnSys)
Julia Neles (Öko-Institut)
Florian Krob (Öko-Institut)
Melanie Mbah (Öko-Institut)

Januar 2024

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4720E03366 durchgeführt.

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

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

**GRS - 715
ISBN 978-3-910548-06-0**

Deskriptoren

Alterung, Brennelemente, Inventarverhalten, Transport- und Lagerbehälter, Zwischenlagerung

Kurzfassung

Mit Blick auf die aktuellen Entwicklungen bei der Suche eines Endlagers für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle ist es so gut wie sicher, dass die ursprünglich geplante und genehmigte Lagerzeit von 40 Jahren in den Zwischenlagern nicht ausreichend sein wird. Für eine verlängerte Zwischenlagerung unter der notwendigen Voraussetzung der Beibehaltung des Sicherheitsniveaus ergeben sich technische Fragestellungen für die zu lagernden Inventare und für die Transport- und Lagerbehälter, denen durch gezielte Forschungsarbeit nachgegangen werden muss. Mit einer verlängerten Zwischenlagerung gewinnt zudem der Aspekt der damit einhergehenden gesellschaftliche Auswirkungen zunehmend an Bedeutung.

Der vorliegende Bericht adressiert diese technischen und sozio-ökonomischen Aspekte der verlängerten Zwischenlagerung unter Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik und unter Einbeziehung neuester internationaler Entwicklungen. Fachlich setzt der Bericht in Teilen auf den Arbeiten aus dem Vorgängervorhaben 4718E03310 auf und führt die Betrachtungen weiter. Für die Brennelemente aus Druckwasserreaktoren wurden die Analysen zum Langzeitverhalten fortgeführt und in den Kontext des neuen Standes von Wissenschaft und Technik gesetzt. Neue Untersuchungen hinsichtlich möglicher Langzeiteffekte fanden zu den verglasten Abfällen und den Brennelementen aus Forschungs- und Versuchsreaktoren, sowie den WWER-Reaktoren statt. Für die Transport- und Lagerbehälter wurden die Alterungseffekte der verschiedenen Komponenten und Strukturmaterialien adressiert und aktuelle experimentelle Untersuchungen einbezogen und ausgewertet. Gestützt wurden die Betrachtungen durch Analysen mit MCNP zur Bewertung des Strahlungseinflusses auf die Tragkorbstrukturen und die Polyethylenstäbe. Hinsichtlich der sozio-ökonomischen Aspekte einer verlängerten Zwischenlagerung widmet sich der Bericht den Auswirkungen auf eine Standortregion, geht dabei näher auf die Aspekte Wirtschaft und Gesellschaft, Wahrnehmung von Sicherheit und prozedurale Ausgestaltung ein.

Abstract

In view of the current developments in the search for a repository for heat-generating radioactive waste, it is almost certain that the originally planned and approved storage period of 40 years in the storage facilities will not be sufficient. For an extended storage under the necessary prerequisite of maintaining the safety level, technical questions arise for the inventories to be stored and for the transport and storage casks, which must be investigated through specific research work. Extended storage also has social implications that are becoming increasingly important.

This report addresses the technical and socio-economic aspects of extended storage, considering the current state of science and technology and incorporating the latest international developments. In technical terms, the report is based partially on the work from the previous project 4718E03310 and takes the considerations further. The analyses of the long-term behavior of fuel assemblies from pressurized water reactors are continued and placed in the context of the new state of the art in science and technology. New investigations on possible long-term effects are being carried out on vitrified waste and fuel assemblies from research and experimental reactors, as well as VVER reactors. For the transport and storage casks, the ageing effects of the various components and structural materials are addressed, and current experimental studies are included and evaluated. The observations are supported by analyses - based on MCNP - to evaluate the influence of radiation on the gasket structures and the polyethylene rods. Regarding the socio-economic aspects of extended storage, the report focusses on the effects on a siting region, taking a closer look at the aspects of economy and society, perception of safety and procedural design.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
	Abstract	III
1	Einleitung	1
2	Inventarverhalten	3
2.1	Verhalten von Edelstahlkannen für verglaste Abfälle aus der Wiederaufbereitung	3
2.1.1	Temperaturverlauf beim Abguss	5
2.1.2	Eigenspannungen beim Abfüllen der Glasfritte	7
2.1.3	Kriechverformung	11
2.1.4	Oxidations- und Korrosionseffekte	14
2.1.5	Mögliche Druckentwicklung in der Kokille durch Heliumfreisetzung	16
2.2	Verhalten von AVR/THTR-Brennelementen bei der trockenen Zwischenlagerung.....	18
2.3	Verhalten von aluminiumhaltigen Brennelementen, Hüllrohrmaterialien und Strukturkomponenten.....	25
2.3.1	Für die Zwischenlagerung relevante Komponenten	25
2.3.2	Korrosionsprozesse	27
2.3.3	Korrosion im Zuge der Abklinglagerung	29
2.3.4	Korrosion in Transport- und Lagerbehältern.....	30
2.3.5	Korrosion von aluminiumhaltigen Brennstoffen und Hüllrohrmaterialien in Kontakt mit Luft bzw. Wasserdampf	31
2.4	Verhalten von WWER-Brennelementen bei der trockenen Zwischenlagerung.....	31
3	Alterung der Komponenten von Transport- und Lagerbehälter in der Zwischenlagerung	35
3.1	Verschluss- und Dichtsysteme.....	35
3.1.1	Untersuchungen zum Langzeitverhalten von Verschluss- und Dichtesystemen	37

3.2	Korb- und Strukturmaterialien	43
3.2.1	Alterungsmechanismen bei Brennelement-Tragekörben.....	44
3.2.2	Untersuchungen zum Langzeitverhalten von Brennelementtragekörben .	50
3.3	Bolzen, Schrauben und Anschlagelmente.....	51
3.4	Neutronenmoderatorstäbe	53
3.5	GAP-Analyse	58
4	Stand von Wissenschaft und Technik in der Untersuchung mechanischer Behälterbelastungen unter normalen Transportbedingungen.....	63
5	Untersuchung der Transportbehälterbeladung im Zusammenhang mit der Oberflächendosisleistung	69
5.1	Rahmenbedingungen und Vorgehensweise.....	70
5.2	Rechenablauf und charakteristische Kennwerte	73
5.3	Dosisleistungsberechnung und Auswertung	80
5.4	Homogene Behälterbeladung	81
5.5	Heterogene Beladung mit vier und sechs MOX-Brennelementen	84
5.6	Zusammenfassung	90
6	Bestimmung der Materialschädigung bei Behälterkomponenten während der Lagerung durch Neutronenstrahlung.....	93
6.1	Strahlungsbeeinflusste Eigenschaften	93
6.2	Energiedeposition	94
6.2.1	Displacements per atom	94
6.2.2	Berechnungsmöglichkeiten in MCNP.....	97
6.3	Anwendung und Ergebnisse	102
6.3.1	Quellterme als Eingangsdaten	103
6.3.2	Neutronenflussberechnung	110
6.3.3	Photonenflussberechnung	116
6.3.4	Dosisleistung	118
6.3.5	Berechnung der deponierten Energie	120
6.3.6	DPA-Berechnung.....	121

7	Zusammenfassung	127
	Literaturverzeichnis.....	131
	Abbildungsverzeichnis.....	147
	Tabellenverzeichnis.....	151
	Abkürzungsverzeichnis.....	153
A	Bericht der TÜV Nord EnSys GmbH & Co. KG für das Vorhaben 4720E03366	155
B	Bericht Zwischenlager und Region des Öko-Institut e. V. für das Vorhaben 4720E03366.....	227

1 Einleitung

Das in der Bundesrepublik Deutschland vorgesehene Konzept für die Beseitigung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle ist die Endlagerung in tiefengeologischen Formationen. Der Standort für ein Endlager für Wärme entwickelnde Abfälle soll nach derzeitigem Plan im Zuge des Standortauswahlverfahrens zwischen 2046 und 2068 gefunden werden. 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. In Anbetracht realistischer Zeiträume für die Errichtung und Inbetriebnahme eines Endlagers für Wärme entwickelnde Abfälle ist es ziemlich sicher, dass die ursprünglich geplante und genehmigte Lagerzeit von 40 Jahren in den Zwischenlagern nicht ausreichend sein wird. Für eine verlängerte Zwischenlagerung unter der notwendigen Voraussetzung der Beibehaltung des Sicherheitsniveaus ergeben sich neben technischen Fragestellungen, denen durch gezielte Forschungsarbeit nachgegangen werden muss, auch organisatorische und gesellschaftliche Aspekte, die zu betrachten sind.

Eine Kernaufgabe für die Zukunft ist die kontinuierliche, systematische Identifikation und Analyse von sog. Wissenslücken, d. h. für längere Lagerzeiträume noch unzureichend verstandene oder bis dato unbekannt Sachverhalte, wie z. B. Degradationseffekte, deren Kenntnis für eine verlängerte Zwischenlagerung von Bedeutung ist oder sein kann. Das Langzeitverhalten sowohl der Inventare als auch der Behälterkomponenten wird durch eine Vielzahl von Randbedingungen, Materialien und zeitabhängigen Einflussfaktoren bestimmt. Die bisher verfolgten Methoden und Analyseansätze müssen weiterentwickelt werden, um die Aussagekraft der Untersuchungsergebnisse zu verbessern.

Neben der bisher intensiv betrachteten Gruppe der Leichtwasserreaktor-Brennelemente, die Gegenstand der Betrachtungen im Anhang A sind, werden im Kapitel 2 Effekte betrachtet, welche die Edelstahlkannen, die Brennelemente der WWER- und Hochtemperaturreaktoren sowie aluminiumbasierte Umschließungen und Komponenten, welche vorrangig in Forschungsreaktoren eingesetzt werden, betreffen. Das Kapitel 3 widmet sich dem Thema der Alterung der Komponenten von Transport- und Lagerbehältern. Das Thema wird im Kapitel 6 nochmals aufgegriffen und durch rechnergestützte Analysen zur Materialschädigung bei Behälterkomponenten während der Lagerung durch Neutronenstrahlung unterfüttert.

Im Kapitel 4 wird der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik in der Untersuchung mechanischer Behälterbelastungen unter normalen Transportbedingungen aufgearbeitet.

Die Analysen in Kapitel 5 verfolgen das Ziel, den Einfluss der Behälterbeladung mit einer unterschiedlichen Anzahl von Urandioxid- und Mischoxid-Brennelementen auf die Dosisleistung am Behältermantel zu untersuchen.

Mit dem Ausstieg aus der Kernenergie und dem Rückbau der Kraftwerke werden die Standortzwischenlager vielerorts bald die einzig verbliebenen kerntechnischen Anlagen darstellen. Durch eine Verlängerung der Zwischenlagerung über die 40 Jahre hinaus, ergibt sich für die ansässige Bevölkerung und die betroffenen Regionen ein anderer Sachverhalt als ursprünglich angedacht war. Für die erfolgreiche Umsetzung einer verlängerten Zwischenlagerung müssen die Bevölkerung und die Region mit einbezogen werden. Im Anhang B geht das Öko-Institut e. V. der Frage nach, welches die potenziellen Auswirkungen eines Zwischenlagers auf eine Region sein können und wie diese hinsichtlich der Mehrwerte und Lasten für die Region durch die verlängerte Zwischenlagerung mit gleichzeitiger Kernkraftwerksstilllegung/-rückbau bewertet werden können. Betrachtet wurde auch, welche Aspekte die Wahrnehmung hinsichtlich der Sicherheit des Zwischenlagers beeinflussen. Außerdem wurde untersucht, welche Anforderungen an die Ausgestaltung von Öffentlichkeitsbeteiligung bzw. eine zukünftige Neugenehmigung der Zwischenlager abgeleitet werden können.

2 Inventarverhalten

Das vorliegende Kapitel widmet sich den neuesten Entwicklungen auf dem Gebiet des Inventarverhaltens. Das Wort Inventar ist dabei als Sammelbegriff für alle trocken gelagerten und endzulagernden hochradioaktiven Abfälle samt ihrer jeweiligen Umschließung zu verstehen. Im Einzelfall lässt sich der Begriff folgendermaßen aufschlüsseln:

- Brennstäbe samt Hüllrohr aus Leichtwasserreaktoren, wie z. B. aus DWR, SWR und WWER stammend
- Brennelemente aus Prototyp- und Versuchsreaktoren samt Edelstahlkanne, wie z. B. aus dem THTR und AVR stammend
- Brennelemente aus Forschungsreaktoren samt Umschließung, wie z. B. aus der Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz (FRM II) stammend
- Verglaste hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

Das Themenfeld Inventarverhalten von LWR-Brennelementen wird vertieft im Anhang A behandelt. Die folgenden Unterkapitel widmen sich dem Verhalten von

- Edelstahlkannen für verglaste hochradioaktive Abfälle,
- THTR/AVR Brennelementkugeln,
- aluminiumhaltigen Brennelementen, Hüllrohrmaterialien und Strukturkomponenten und
- WWER-Brennelementen.

2.1 Verhalten von Edelstahlkokillen für verglaste Abfälle aus der Wiederaufbereitung

Hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung werden durch Einschmelzen in Glas in eine feste Form gebracht. Die Immobilisierung der hochradioaktiven Stoffe in einer Glasmatrix mit anschließender Verfüllung in Edelstahlkokillen (CSD-V Kokillen) ist vorteilhaft, da die Stahlbehälter eine stabile Aufbewahrung ermöglichen und den Transport erheblich vereinfachen. Da die Kokillen sowohl für die Zwischen- als auch Endlagerung vorgesehen sind, muss die Strukturintegrität zu jeder Zeit gewährleistet sein. Die hochradioaktiven Spaltprodukte werden in einem Schmelzprozess zusammen mit Glasfritte bei einer Temperatur von 1100 °C zu einem Borosilikatglas-Produkt verarbeitet /GUO 20/. Die Glasschmelze wird anschließend bei einer Temperatur von ca. 1050 °C in einem zweistufigen Füllprozess in die Kokillen verfüllt. Nach dem Einfüllen der Glasfritte kühlt die Kokille ab, ein Verschluss wird angebracht und die

Kokille wird verschweißt. Unmittelbar danach finden Wischtests statt, die auf eine mögliche Kontamination hin prüfen und gegebenenfalls eine Dekontamination erforderlich machen. Beim Abguss muss die Kokille den hohen Temperaturen des geschmolzenen Glases standhalten. Hier muss die Konstruktion so beschaffen sein, dass Faktoren, welche die Strukturintegrität beeinträchtigen, wie bspw. Kriechverformung, Oxidation, Spannungsrisskorrosion etc. vernachlässigbar sind und die Kokille vor Materialbruch geschützt ist. Materialien, welche dafür geeignet sind, sind zum einen austenitische Edelstähle der 300er Serie aber auch Nickelbasierte Legierungen wie bspw. Inconel 601. Für verglaste hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung aus La Hague bzw. Sellafield wird als Behältermaterial X12CrNi23-13 (Werkstoffnr. 1.4833) eingesetzt. X12CrNi23-13 (AISI type 309 SS, Werkstoffnr. 1.4833) ist eine Unterart von Fe-19Cr-10Ni (AISI type 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301) und gehört zur Klasse der austenitischen Stähle, welche aufgrund ihrer geringen Anfälligkeit für Korrosion und Oxidation für viele Hochtemperaturanwendungen eingesetzt werden /KIN 14/. Im Vergleich zu Fe-19Cr-10Ni ist im Werkstoff X12CrNi23-13 der Chrom- als auch Nickelanteil signifikant erhöht, wodurch sich die Oxidationsresistenz bei sehr hohen Temperaturen im Material deutlich verbessert. Gleichzeitig wird eine gesteigerte Festigkeit des Materials bei Raumtemperatur erreicht.

Die Abmessung der Kokillen, in welche die Glasschmelze abgefüllt wird, ist in Abb. 2.1 veranschaulicht. Die CSD-V-Kokillen wurden kurz nach der Inbetriebnahme der R7/T7-Vitrifizierungsanlage in La Hague im Jahr 1989 als Primärbehälter für verglaste Abfälle eingesetzt. Die Wandstärke beträgt 5 mm und der Außendurchmesser 430 mm. Die Einfüllhöhe der Glasschmelze beträgt insgesamt 1,3 m. Der Edelstahlbehälter ist an der Unterseite gebogen ($R = 190$ mm). Die Kokillen besitzen ein Fassungsvermögen von 169 l, was einer Glasmasse von ca. 400 kg entspricht.

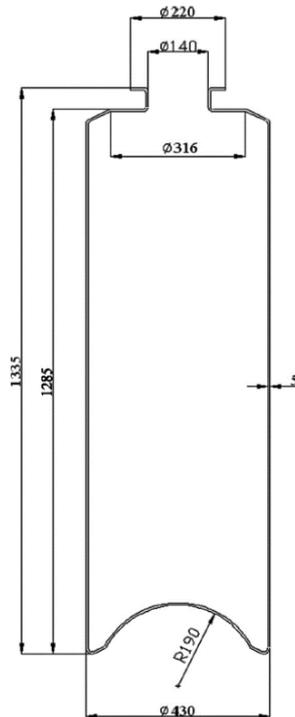


Abb. 2.1 Dimensionen einer CSD-V Glaskokille /NAK 11/

2.1.1 Temperaturverlauf beim Abguss

Die Kokille wird im Vorfeld des Einfüllvorgangs auf eine Temperatur von 600 °C vorgeheizt. Dies geschieht, um hohe Temperaturgradienten zu vermeiden, welche durch Unterschiede der thermischen Expansionskoeffizienten verschiedener Materialien zu lokalen Spannungszuständen führen können. Ist eine gleichmäßige Temperaturverteilung erreicht, wird das geschmolzene Glas bei einer Temperatur von 1050 °C in einem zweistufigen Prozess eingegossen. Die CSD-V-Kokille ist für zwei Abgüsse von jeweils ungefähr 200 kg ausgelegt, was eine Gesamtmasse der Glasschmelze und radioaktiven Abfälle von ca. 400 kg ergibt. Im Anschluss erfolgt die Lagerung in luftgekühlten Schächten bei der sichergestellt wird, dass Temperaturen über 500 °C ausgeschlossen sind, um eine erneute Verflüssigung und Entmischung des Glases auszuschließen.

Untersuchungen bzgl. der Temperatur- und Spannungsverteilung beim Einfüllen der Glasfritte wurden von /NAK 11/, /BAR 20/ durchgeführt. Während bei /BAR 20/ die Temperaturverteilung beim Abguss und der anschließenden Abkühlung im Glas simuliert wurde, haben /NAK 11/ in experimentellen Versuchen neben Simulationen auch Messungen an der Stahlaußenseite der Kokille beim Abguss vorgenommen. Dabei wurde die Temperaturverteilung mit Hilfe von drei Temperaturmessfühlern über einen Zeitraum von 40 h ermittelt. Die drei Temperatursensoren (TC1, TC2 und TC3) wurden in unterschiedlichen Höhen von 350 mm, 650 mm und 950 mm

in einem Winkelabstand von jeweils 120 Grad an der Außenseite angebracht. Aus den zwei Peaks in Abb. 2.2 ist erkennbar, dass der Abguss in zwei Stufen jeweils um 8 h zeitversetzt abläuft. Nach dem zweiten Abguss erfolgt eine Abkühlung über eine Zeit von 40 h bei der die Kokille auf ungefähr 80 °C abkühlt. Bei den zwei Einfüllvorgängen werden jeweils Spitzentemperaturen von 800 °C erreicht.

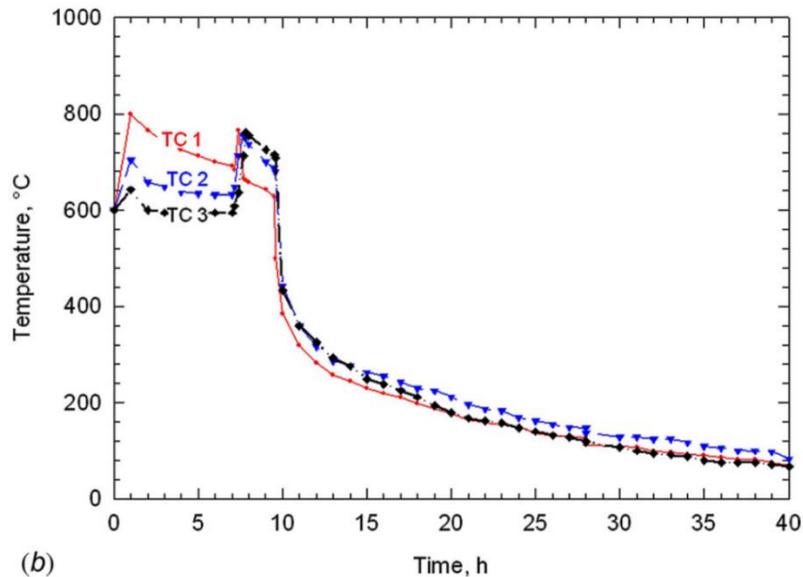


Abb. 2.2 Temperaturverlauf während des Abguss- und Abkühlvorgangs /NAK 11/

Für den Abgussvorgang werden die Kokillen zunächst auf 600 °C vorgeheizt. Das Vorheizen der Stahlkokille unmittelbar vor dem Abguss ist in dreierlei Hinsicht wichtig. Es verhindert einen Temperaturschock zu Beginn des Einfüllvorgangs. Die hohen Unterschiede in den thermischen Expansionskoeffizienten zwischen Glas und Stahl erhöhen die Wahrscheinlichkeit einer Rissbildung im Glas. Stahl dehnt sich aufgrund eines fast fünfmal so großen thermischen Expansionskoeffizienten deutlich schneller aus als das geschmolzene Glas, was zu einer Spaltbildung zwischen beiden Materialien führen kann. Ist nun der Innendruck aus der Glasmitte höher als die Glasoberfläche standhalten kann, führt dies zu Rissbildungen. Rissbildungen im sich verfestigenden Glas sind grundsätzlich problematisch da dadurch die Oberfläche vergrößert wird, was höhere Leckageraten der Radionuklide bedingt. Eine Vorerwärmung des Primärbehälters auf 600 °C führt dazu, dass die Behälterwand sich beim Kontakt mit der heißen Glasschmelze geringer ausdehnt. Diesem verlangsamten Ausdehnungsprozess kann die Glasschmelze besser folgen. Des Weiteren verfestigen sich ohne Vorerwärmung Teile der heißen Glasschmelze, sobald sie in Kontakt mit der kalten Stahloberfläche kommen. Dies führt wiederum zu einer Spaltbildung zwischen Glasblock und Stahl, was die Wahrscheinlichkeit von Rissbildungen verstärkt. Drittens ermöglicht die Vorerwärmung ein größeres Ausgangs-

volumen des Stahlbehälters aber auch des flüssigen Glases, welches das Volumen annimmt. Beim Abkühlen komprimiert der Glaskörper, was Rissbildung im Glas verhindert.

2.1.2 Eigenspannungen beim Abfüllen der Glasfritte

Eigenspannungen sind mechanische Spannungen, welche durch plastische Verformungen (Verzug eines Werkstoffes) oder thermomechanische Beanspruchung (bei Schweißprozessen) induziert werden können. Da sie eine unvermeidbare Konsequenz in der Materialverarbeitung sind, spielen sie eine wichtige Rolle beim Materialversagen. Die Effekte der Eigenspannung müssen nicht zwangsläufig von Nachteil sein, sondern sind in bestimmten Anwendungen sogar erwünscht, wenn es sich bspw. um Druckspannungen handelt. Zusätzlich zu den experimentellen Messversuchen wurden durch /NAK 11/, /BAR 20/ FE-Simulationsrechnungen durchgeführt, um die experimentellen Ergebnisse zu verifizieren. Die thermomechanische Beanspruchung der Kokille wurde an drei Punkten in der Mitte gemessen. Die Spannungswerte wurden dabei durch die „Incremental Center Hole Drilling Method“ (ICHHD) ermittelt /STE 06/. Dabei handelt es sich um eine Messmethode, bei der Löcher in den zu untersuchenden Werkstoff gebohrt werden. Durch die Bohrungen kommt es zu einem Spannungsabbau und dadurch zu inkrementellen Materialverformungen, welche mit Sensoren in drei Dimensionen gemessen und in Eigenspannungswerte umgerechnet werden können. Die Messungen erfolgten nach dem vollständigen Abkühlen der Stahlkokille. Da die Messmethodik mit zunehmender Bohrtiefe ungenauer wird, erfolgten die Spannungsmessungen nur bis zu einer Tiefe von 0,7 mm unterhalb der Oberfläche. Die mittels der Experimente ermittelte Spannungsverteilung in der Kokille in Längs- (axial) als auch in Umlaufrichtung (hoop) ist in Abb. 2.3 dargestellt. Die Zugspannung in Umlaufrichtung wächst auf ca. 350 MPa in einer Tiefe von 0,65 mm unter der Oberfläche an. Die Zugspannung, welche in Längsrichtung ermittelt wurde, beträgt ca. 280 MPa in einer Tiefe von 0,7 mm unter der Oberfläche. Die Fließgrenze von AISI 309S (Werkstoffnr. 1.4833, X12CrNi23-13) wird mit einem Wert von 310 MPa angegeben /SED 98/. Dies impliziert, dass sich die gemessenen Spannungswerte nah an der Fließgrenze bewegen, wodurch nicht auszuschließen ist, dass es lokal zu plastischen Verformungen kommt.

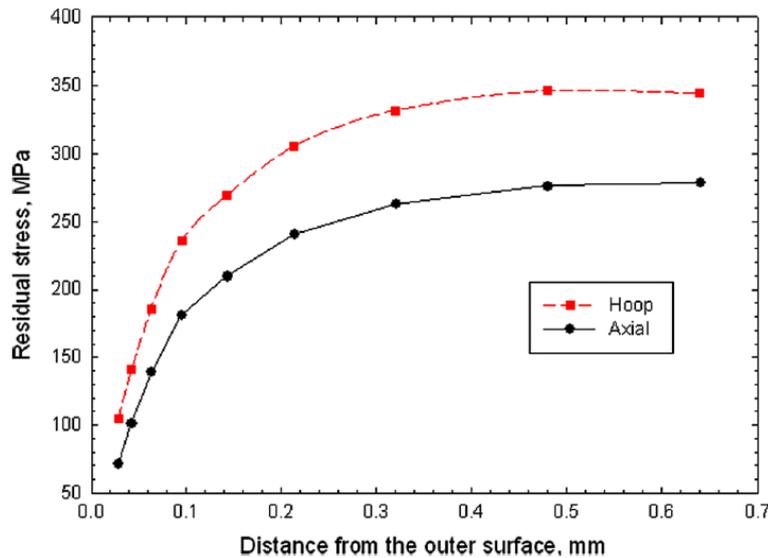


Abb. 2.3 Experimentelle Messreihe mit welcher die Eigenspannung in tangentialer als auch axialer Richtung ermittelt an drei Messpunkten an der Edeldstahlkokille während des Einfüllvorgangs ermittelt wurde /NAK 11/

Durch FE-Simulationen in ABAQUS konnten die über Messungen ermittelten Spannungswerte überprüft werden /NAK 16/, /NAK 11/. Die Ergebnisse der Simulation, welche Spannungen sowohl im Glas als auch in der Kokillenwand berücksichtigt haben, sind in Abb. 2.4 in radialer Richtung und in Umlaufrichtung dargestellt. In beiden Abbildungen indiziert die schwarz gestrichelte Linie den Übergang zwischen Glaskörper und Stahlkörper. Rechts von der Linie befindet sich die 5 mm dicke Außenwand der CSD-V-Kokille. Die Eigenspannung in radialer Richtung ergibt sich aus der FE-Simulation als parabolische Form. In der Glasmitte tritt eine Zugspannung von ungefähr 4 MPa auf, welche sich nach außen hin in eine Druckspannung umwandelt. An der Glas-Stahlfläche herrscht eine maximale Druckspannung von 7,12 MPa. Diese radiale Spannung fällt über die Wand der Kokille nach außen hin auf 0 MPa ab. Dehnungsspannungen in Umfangs- als auch in Längsrichtung innerhalb der Behälterwand gleichen die Druckspannungen im Glas in radialer Richtung aus. Die Spannungen in Längs- als auch Umlaufrichtung in einem dünnwandigen Druckbehälter lassen sich theoretisch wie folgt ermitteln,

$$\sigma_{(\theta\theta)} = \frac{Pr}{t} = \frac{(7,12 \text{ MPa} * 210 \text{ mm})}{5 \text{ mm}} = 299,4 \text{ MPa} \quad (2.1)$$

$$\sigma_{(zz)} = \frac{Pr}{2t} = \frac{(7,12 \text{ MPa} * 210 \text{ mm})}{2 * 5 \text{ mm}} = 149,7 \text{ MPa} \quad (2.2)$$

wobei t die Dicke des Primärbehälters, r den Radius und P den radialen Druck angibt. Bei der analytischen Betrachtung fällt auf, dass die gemessenen Spannungswerte in Längsrichtung (dargestellt in Abb. 2.3) deutlich höher sind als die theoretisch ermittelten Werte. Trifft die sich beim Abkühlen kontrahierende Kokille auf das verfestigte Glas, führt dies in axialer Richtung zu einer axialen Dehnungsspannung in der Wand und zu einer Druckspannung in der Glasoberfläche /NAK 11/. Die Druckspannungen, welche auf die Ober- und Unterseite des Glases wirken addieren sich also zum Innendruck des sich verfestigten Glases in axialer Richtung. Dadurch kann die Spannung in der Behälterwand durchaus größer sein als die theoretisch ermittelten 149,7 MPa /NAK 11/. Auch die Werte der Spannung in Umlaufrichtung, welche experimentell ermittelt wurden, weichen von den Werten der FE-Simulation ab. Die theoretisch ermittelten Werte betragen ca. 310 MPa und sind geringer als die experimentell ermittelten 350 MPa.

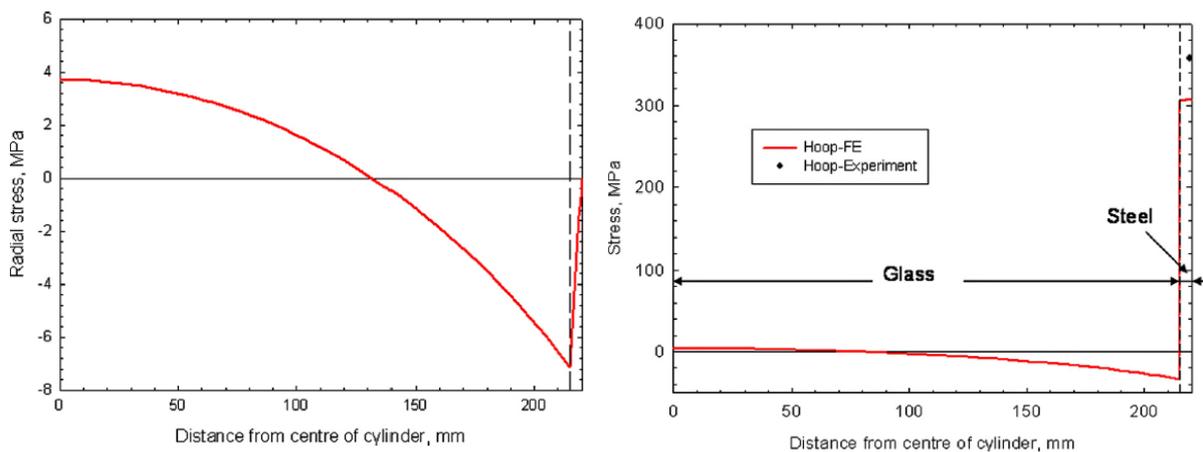


Abb. 2.4 Links: Eigenspannung in radialer Richtung in einem 2D-Ausschnitt von der Glasmitte bis hin zum Edelstahlbehälter, Rechts: Umfangsspannungsverteilung im Glaskörper als auch im Primärbehälter ermittelt durch FE-Simulationen und verglichen mit ICHD-Messwerten /NAK 11/

/SLA 81/, /SIM 79/ haben die Spannungsverteilung in Kokillen aus Fe-19Cr-10Ni (AISI Typ 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301), basierend auf FE-Simulationen, mit einer jedoch leicht veränderten Konstruktion des Edelstahlbehälters untersucht. Die Versuche, welche am Pacific-Northwest-Laboratory (PNNL) durchgeführt wurden, bezogen sich auf Kokillen mit einem Innendurchmesser von 203 mm und einer Wandstärke von 7,94 mm. Außerdem verfügten diese über eine, im Vergleich zur CSD-V-Kokille aus X12CrNi23-13 (AISI Typ 309 SS, Werkstoffnr. 1.4833), flachen Unterseite. Die Spannungsverteilung in der Primärbehälterwand wurde mit der FE-Software AXISOL unter der Annahme eines elastisch-plastischen Verformungsverhaltens ermittelt. Die Simulationen wurden auch unter dem Gesichtspunkt durchgeführt, dass eine interne Wärmequelle im Glaskörper existiert, welche die Strahlungsaktivität der im Glas

immobilisierten Spaltprodukte simulieren sollte. Wärmequellen mit einer Leistung von jeweils 0 W/l, 50 W/l als auch 100 W/l wurden für die Simulation in Betracht gezogen. Die Versuche konnten zeigen, dass die Spannung in der Behälterwand mit der Abkühlung steigt und nach einer Zeitspanne von 5 h relativ konstant ist. Die Maximalspannung für Glas ohne interne Wärmequelle beträgt ungefähr 280 MPa (vgl. Abb. 2.5). Diese Spannung wird niedriger, je höher die interne Wärmeleistung ist. Dieser Effekt kann dadurch erklärt werden, dass sich die Spannung durch Unterschiede zwischen den thermischen Expansionskoeffizienten zwischen Glas und Stahl ergibt. Mit einer internen Wärmequelle kühlen die Behälter niemals bis zur Umgebungstemperatur ab, wodurch sich die größtmögliche thermische Kontraktion zwischen Glas und Metall nicht einstellt. Bei einer Wärmequelle mit einer Leistung von 100 W/l stellen sich bspw. minimale Temperaturen von 255 °C im Stahl und 493 °C in der Glasmitte nach längerer Abkühlung ein.

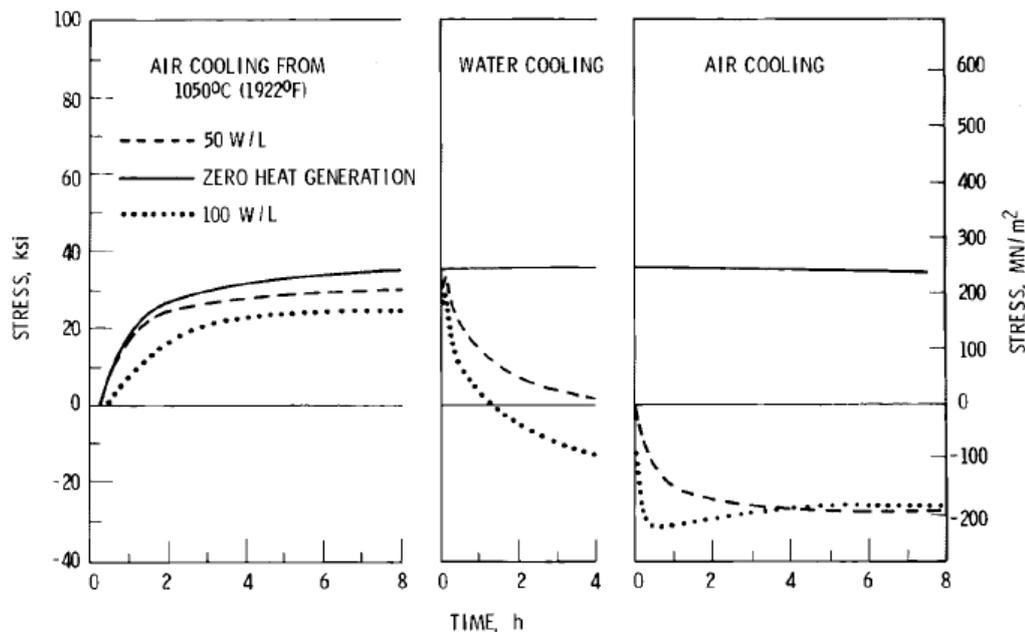


Abb. 2.5 Durch FE-Simulationen ermittelte Spannungswerte in der Behälterwand, welche den Effekt der Wärmeerzeugung im Glas berücksichtigen /SIM 79/

Die Untersuchungen von /NAK 11/, /SIM 79/, /NAK 16/ haben gezeigt, dass im Zuge des Abkühlungsvorgangs nach dem Abguss der Glasschmelze in die Kokillen relativ hohe Zugspannungswerte erreicht werden können. Unterschiede in den thermischen Ausdehnungskoeffizienten zwischen Glas und Edelstahl sorgen dafür, dass der Kontraktionsvorgang des Stahlbehälters beim Abkühlen durch das nur langsam kontrahierende Glas behindert wird. Die Eigenspannungen, welche dadurch im Material induziert werden, prägen sich bei Temperaturen niedriger als $525\text{ °C} \pm 25\text{ °C}$ aus, in einem Temperaturbereich also, in welchem Glas in fester Form vorliegt. Oberhalb dieser Temperatur ist Glas flüssig und plastisch verformbar und

passt sich demzufolge den Ausdehnungen und Kontraktionen des Edelstahl an. Durch die unterschiedlichen thermischen Expansionskoeffizienten können die Spannungen im Primärbehälter in einer Größenordnung von 280 bis 350 MPa (in Längs- und Umlaufrichtung) liegen, was in den meisten Edelstählen ausreicht, um plastische Verformung zu verursachen /NAK 11/, /SIM 79/. Die Eigenspannungswerte sind jedoch, bedingt durch ausreichende Duktilität des Material, von selbstlimitierender Form und reichen im Allgemeinen nicht aus, um ausreichend plastische Verformung und damit Materialbruch zu verursachen. Zu hohe Eigenspannungswerte sind eher für Materialien bedenklich, welche eine geringe Bruchzähigkeit aufweisen /SIM 79/. Hohe Eigenspannungswerte können jedoch, auch in dehnbaren Materialien, ausschlaggebend dafür sein, wie anfällig ein Werkstoff für Spannungsrisskorrosion ist. In von /SIM 79/ durchgeführten Fallversuchen konnten keine Anzeichen für Sprödbbruch aufgrund zu hoher Eigenspannung oder auferlegter mechanischer Spannung ermittelt werden. Es zeigte sich, dass es, einzig bei Behälterkonstruktionen, welche nicht den ASME vorgegebenen Standards entsprachen, bei sog. „Impact-Tests“, hin und wieder zu plastischen Verformungen oder Rissbildung kam /SIM 79/. Außerdem konnte nachgewiesen werden, dass sich die Ermüdungslebensdauer (Fatigue Life) bei Druckspannung erhöht und bei Dehnungsspannung verkürzt. Dadurch, dass mit dem Abguss der Glasschmelze jedoch nur ein begrenzter Spannungszyklus einhergeht, hat eine zu hohe Eigenspannung nur wenig bis kein Potenzial, die Ermüdungslebensdauer signifikant zu verändern. Spannungen in der Behälterwand sind für den Glaskörper generell von Vorteil, da sie eine Druckbelastung ausüben, was einer Rissbildung im Glas entgegenwirkt. Methoden zur thermischen Relaxation, dem Abbau der Eigenspannungen, wurden untersucht, und es konnte festgestellt werden, dass die meisten Ansätze dafür zu komplex bzw. ineffizient sind /SLA 81/. Dadurch, dass die eingesetzten Edelstähle eine hohe Dehnbarkeit aufweisen, wurde es außerdem als nicht notwendig erachtet die Eigenspannungen durch eine Nachbehandlung der Kokillen abzubauen.

2.1.3 Kriechverformung

Die Spannungen, welche im Primärbehälter bei einer Temperatur von 800 bis 1050 °C vorliegen, können durch den hydrostatischen Druck der Glasschmelze berechnet werden, welcher sich aus

$$P = \rho \cdot g \cdot h \quad (2.3)$$

ergibt. h ist die Höhe des Abgusses der Glasschmelze, ρ die Dichte und g die Erdbeschleunigung. Bei einer Dichte des flüssigen Glases von $\rho = 2200 \text{ kg/m}^3$, einer Erdbeschleunigung von $g = 9,81 \text{ m/s}^2$ und einer Höhe des Glaszylinders $h = 1,3 \text{ m}$ ergibt sich für den hydrostatischen

Druck, nach zwei separaten Einfüllvorgängen, ein Wert von $p = 0,014$ MPa. Dies ergibt eine Spannung in Umfangsrichtung ($\sigma_{(\theta\theta)} = \frac{pr}{t}$) in der Wand des Primärbehälters von ungefähr 0,6 MPa.

Für die Stahlkokillen muss gewährleistet sein, dass diese beim Temperaturanstieg in Folge des Abgusses nicht von Kriechverformung betroffen sind. Die Temperaturen, welche beim Abgussvorgang erreicht werden, übersteigen die gängigen Betriebstemperaturen, für die X12CrNi23-13 (AISI Typ 309 SS, Werkstoffnr. 1.4833) und Fe-19Cr-10Ni (AISI Typ 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301) ausgelegt sind. Daten zur Kriechverformung von X12CrNi23-13 (AISI Typ 309 SS, Werkstoffnr. 1.4833) in Temperaturregimen von 800°C bis 1050°C sind nicht frei verfügbar. /SLA 81/, /SIM 79/ haben Kriechverformungsstudien an Fe-19Cr-10Ni (AISI Typ 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301) als auch Inconel 601 durchgeführt, um das Kriechverhalten aber auch die Strukturintegrität des Materials bei sehr hohen Temperaturen (bspw. durch Feuer) genauer zu studieren. Laut /SIM 52/ sind die Zeitstandfestigkeitswerte der Edelstähle der AISI type 300er Serie relativ ähnlich, wodurch ein Vergleich der Kriecheigenschaften von Fe-19Cr-10Ni (AISI Typ 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301) und X12CrNi23-13 (AISI Typ 309 SS, Werkstoffnr. 1.4833) durchaus zulässig ist. Für die Kriechverformungsversuche, welche von /SIM 79/ durchgeführt wurden, wurden Zeitspannen von unter 100 h gewählt. Auf der Basis von Kriechversuchen können isochrone Spannungs-Dehnungsdiagramme erstellt werden, welche den zeitlichen Verlauf der gesamten Ausdehnung (Elastisch + Plastisch + Kriechen) als Funktion der Spannung für bestimmte Kriechzeiten auflisten. Die Abb. 2.6 zeigt die Spannung, die im Materialkörper bei einer festgelegten Zeit vorherrschen muss, um verschiedene Ausdehnungen zu verursachen.

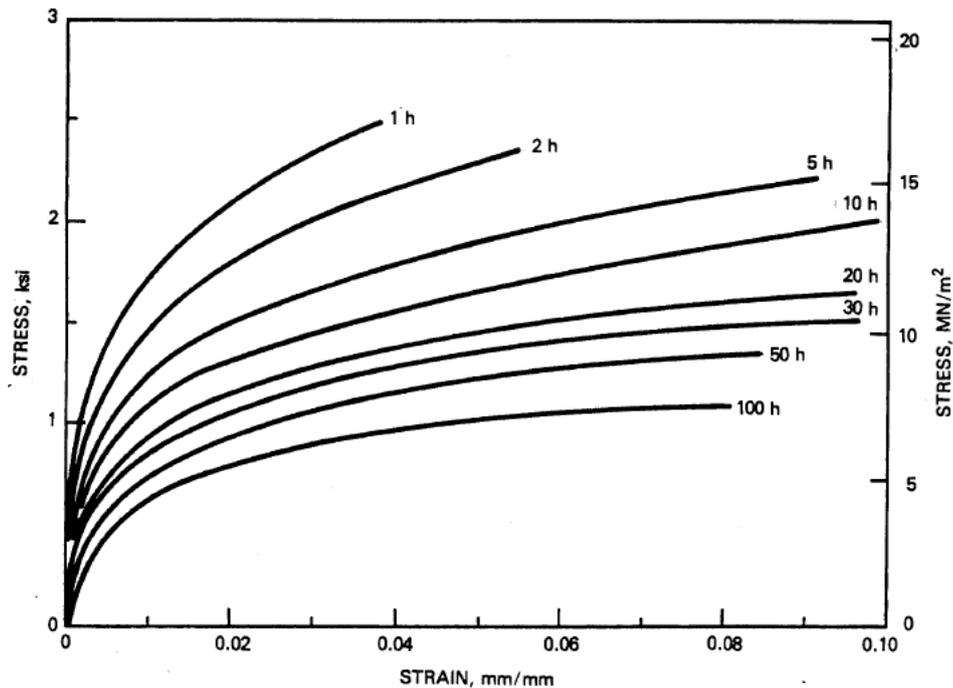


Abb. 2.6 Isochrone Spannungs-Dehnungskurve für Fe-19Cr-10Ni (AISI type 304 SS) bei einer Temperatur von 1050 °C /SIM 79/

Auf Grundlage der Daten der Kriechkurven in Abb. 2.6 bei unterschiedlichen Temperaturen und mechanischen Beanspruchungen können Auslegungskurven für Fe-19Cr-10Ni (AISI Typ 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301) erstellt werden (vgl. Abb. 2.7), aus denen man bei einer bestimmten Temperatur und Belastung die Zeit ermitteln kann, bei der eine Ausdehnung von 1 % gewährleistet ist. Die Rohdaten der Kriechausdehnungen wurden dabei mit einem Sicherheitsfaktor von 2 reduziert, um einer Streuung der Experimentierdaten Rechnung zu tragen. Die Abb. 2.7 zeigt, dass die Festigkeit bei Temperaturen über 1000 °C für Fe-19Cr-10Ni (AISI Typ 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301) rapide abnimmt. Der Verlust an Festigkeit ist jedoch hauptsächlich Oxidationseffekten geschuldet, und es ist anzunehmen, dass diese für X12CrNi23-13 (AISI type 309 SS, Werkstoffnr. 1.4833) deutlich geringer ausfallen. Die Kriechverformungsdaten zeigen, dass sich bei den beim Abguss vorherrschenden Spannungen, welche sich hauptsächlich aus dem hydrostatischen Druck des geschmolzenen Glases ergeben (0,6 MPa in Umlaufrichtung), nicht ausreichend sind, um im Primärbehälter in einer Zeitspanne von ungefähr 12 h mehr als 1 % Kriechverformung zu verursachen /SIM 79/. Kriechverformung in Folge des Einfüllvorgangs kann also vernachlässigt werden. Weiterhin zeigte sich in Versuchen von /SLA 81/, dass die Kriechverformung isotrop ist, die Kokille somit ihre ursprüngliche Form behält.

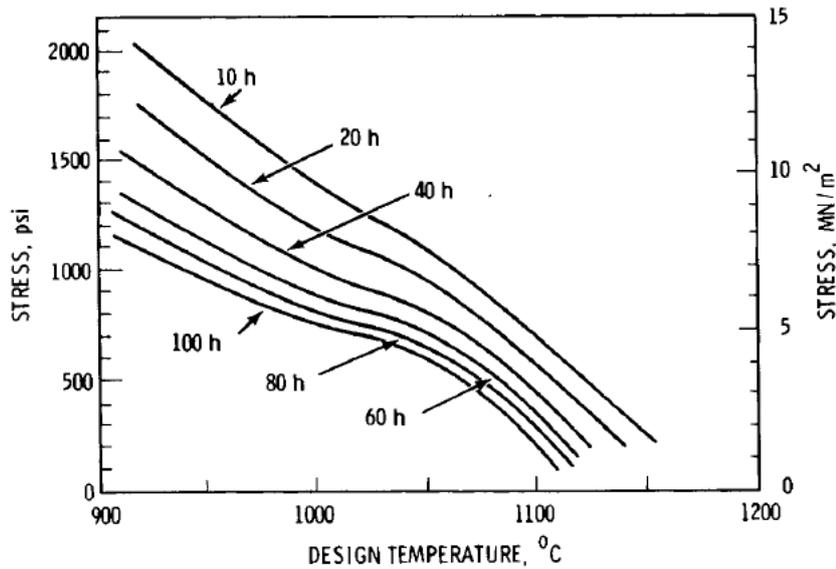


Abb. 2.7 Auslegungskurve von Fe-19Cr-10Ni spannungsbasiert, um eine Ausdehnung von 1 % in einer spezifischen Zeit zu erreichen /SIM 79/

2.1.4 Oxidations- und Korrosionseffekte

Oxidation bzw. Spallation der Kokillenoberfläche kann auftreten, wenn die Kokille zu hohen Temperaturen ausgesetzt ist. Eine Materialdegradierung durch Oxidation der Außenseite kann dazu führen, dass die Oberfläche uneben wird, was zu Problemen bei der Dekontamination führt. Die Abb. 2.8 zeigt die Oxidationsraten verschiedener Edelstähle und nickelbasierter Legierungen bei einer Temperatur von 1000 °C. In den ersten 300 h zeigt sich bei einer periodischen Aufheizung und Abkühlung in Zyklen von jeweils 15 und 5 min praktisch kein Materialverlust. Im Vergleich zu Fe-19Cr-10Ni (AISI Typ 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301) ist die Oxidationsresistenz von X12CrNi23-13 (AISI Typ 309 SS, Werkstoffnr. 1.4833) durch den erhöhten Anteil von Chrom und Nickel deutlich verbessert.

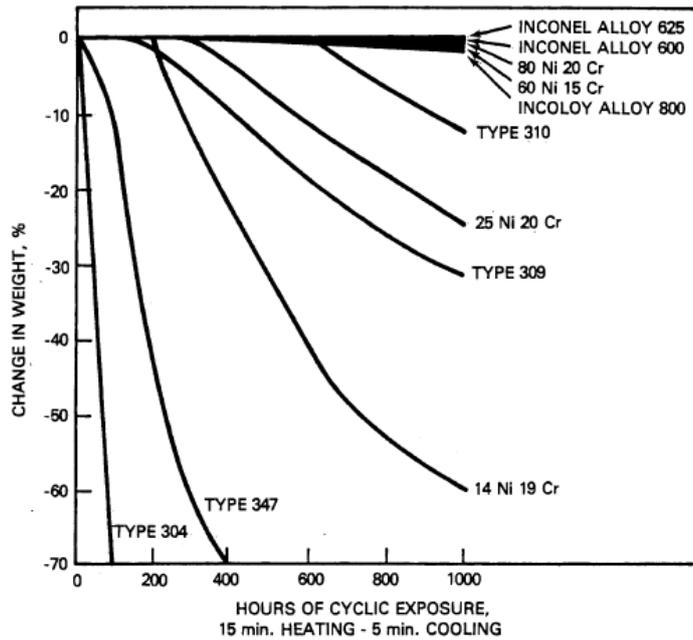


Abb. 2.8 Vergleich der Oxidationsraten verschiedener Materialien bei einer Temperatur von 1000°C /SLA 81/

Im Zuge des Abgussvorgangs kann es durch die hohen Temperaturen des geschmolzenen Glases aber auch zu einer Korrosion der Innenseite der Kokille kommen. /SLA 81/ erwähnen hierzu, dass das Problem beim Abguss jedoch insignifikant ist, da die Prozessabläufe zu kurz sind, um Korrosion zu verursachen. Der Korrosionsverlauf einer Kokille aus Fe-19Cr-10Ni (AISI Typ 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301), welches schlechtere Korrosionseigenschaften aufweist als das Material für die CSD-V-Kokillen, mit geschmolzenem PW 4b Glas ist in Abb. 2.9 dargestellt. Die Abbildung verdeutlicht, dass die Korrosionsraten unterhalb einer Temperatur von 950 °C bei weniger als 1 mm/Jahr liegen und damit vernachlässigbar sind.

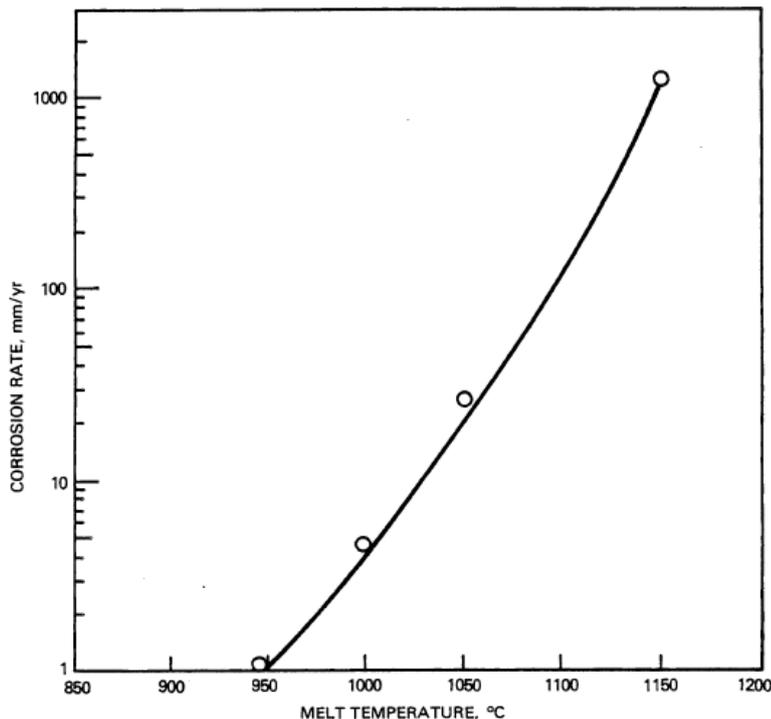


Abb. 2.9 Korrosionsrate von Fe-19Cr-10Ni (AISI Typ 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301) in PW 4b Glas als Funktion der Temperatur /SLA 81/

2.1.5 Mögliche Druckentwicklung in der Kokille durch Heliumfreisetzung

Bei der Wiederaufarbeitung von Brennelementen fallen hochradioaktive Lösungen an, die mehr als 99 % der ursprünglichen nichtflüchtigen Radioaktivität des Kernbrennstoffs und bis zu 50 verschiedene chemische Elemente enthalten. Neben den im Reaktor erzeugten Spaltprodukten und Aktiniden zählen hierzu auch Korrosionsprodukte aus den Prozessanlagen sowie chemische Zuschlagstoffe aus dem Wiederaufarbeitungsprozess.

Für die sichere Zwischenlagerung wird der hochradioaktive flüssige Abfall (high-active waste concentrate, HAWC) verfestigt. Die Verglasung der Abfälle, also das Einbinden der radioaktiven Substanzen in eine Glasmatrix, stellt derzeit weltweit den einzigen großtechnisch ausgereiften Prozess dar. Die verwendeten Borosilikatgläser erlauben den Einbau einer Vielzahl chemischer Elemente in unterschiedlichen Mengenverhältnissen. Ein weiterer Vorteil besteht in ihren niedrigen Schmelztemperaturen (900 bis 1.200 °C), wodurch auch die Immobilisierung von leichtflüchtigen Radionukliden wie Cäsium oder Technetium während des Verglasungsprozesses ermöglicht wird /FAN 06/.

Die Glasmatrix enthält neben den Spaltprodukten (vor allem β - und γ -Strahler) auch geringe Mengen an Aktiniden (vor allem α -Strahler) wie Americium und Curium. Radioaktivität kann

die Haltbarkeit des Glases durch strukturelle Schäden innerhalb der Glasstruktur beeinträchtigen. Die meisten strukturellen Schäden innerhalb eines Glases sind auf Rückstoßkerne in Verbindung mit α -Zerfall zurückzuführen. Defekte im Festkörper treten in der Regel in Form von offenen Bindungen auf. Die Auswirkungen der Bestrahlung auf die Ordnung führen zu einer Zunahme der Unordnung. Es wurden Heilungsprozesse beobachtet, die die nachteiligen Auswirkungen abschwächen können /MOU 18/.

Unter Einwirkung von α -Strahlung erfährt das Glas eine Volumenänderung. Die Größe der Volumenänderung hängt von der Dosis ab und kann durch eine exponentielle Abhängigkeit beschrieben werden. Bei einer Dosis von $1 \text{ E}+19 \text{ Gy}$ (entsprechend $2 \text{ E}+18 \alpha$ -Zerfällen pro Gramm in 100 Jahren) beträgt die relative Volumenänderung $+1,2 \%$ /GRS 10a/.

Die Alphazerfälle hinterlassen eine Spur, die eine Kaskade nach sich zieht. Es ist anzunehmen, dass im Kern einer Verdrängungskaskade ein „thermischer Effekt“ auftritt. Der Durchgang eines Rückstoßkerns in einem Bereich des Glases führt zur Bildung einer neuen Struktur. Die Anhäufung solcher Ereignisse im gesamten Glasvolumen würde allmählich zur Bildung eines neuen Glases mit einer höheren fiktiven Temperatur führen. Der Durchgang eines weiteren Rückstoßkerns in einer Zone, die bereits von einem früheren Projektil betroffen war, würde die Glasstruktur während der Kaskade vorübergehend desorganisieren, aber die Struktur würde sich wieder auf die gleiche Weise wie nach dem ersten Durchgang bilden, weil die Faktoren, die die Bildung der endgültigen Struktur steuern, gleich sind /PEU 14/.

Während in Keramiken die Anhäufung von Atomverschiebungen häufig zu Amorphisierung (Zerstörung der Ordnung) und Schwellen (Vergrößerung des Volumens) führt, dürfte die Auswirkung der Selbstbestrahlung auf die Struktur und die Eigenschaften bei Kerngläsern, die bereits amorph sind, schwächer sein /GIN 17/.

Die emittierten Alphateilchen bilden durch Einfang von zwei Elektronen Helium, das sich als Gas akkumulieren kann. Temperaturbedingt kann das Helium freigesetzt werden. Diffusionskonstanten für Helium in HAW-Gläsern sind um ein bis zwei Größenordnungen kleiner als in Silikatgläsern und nehmen unter Bestrahlung weiter um mehrere Größenordnungen ab. Die Helium-Atome sammeln sich in der Glasmatrix – in Hohlräumen molekularer Größe – an Fehlstellen oder als Gasblasen an. Eine experimentelle Messung der Heliummenge, die aus mit Curium dotierten Glasproben freigesetzt wurde, zeigt, dass mehr als 99 % des Heliums bei Raumtemperatur in der Matrix verblieben. Die Dichte der Probe nahm mit der Zunahme der kumulativen Alphazerfälle leicht ab, und bei einer Dosis von $1,55 \text{ E}+18 \text{ Alphazerfällen/g}$, die einem äquivalenten Alter von 150.000 Jahren entspricht, wurde ein Rückgang von $0,77 \%$ beobachtet /BAN 11/.

Die Menge an erzeugtem Helium in den Glaskokillen würde jedoch nach 10^6 Jahren nur etwa 0,1-1 at% betragen /GIN 17/ und die Bildung von Blasen signifikanter Größe (> 10 nm) wurde bei Raumtemperatur nicht beobachtet.

Das gebildete Helium verbleibt bei Raumtemperatur fast vollständig in der Glasmatrix. Bei einer Temperatur von 170 °C beträgt die freigesetzte Heliummenge 50 bis 100 % /GRS 10b/.

Eine eigene Abschätzung der durch den Alphazerfall bedingten Heliumakkumulation soll prüfen, ob eine Druckzunahme innerhalb der Edelstahlkokille während der Zwischenlagerung erfolgt. Bei dem Nuklidinventar der Glaskokille haben nach 100 Jahren rund $3,2 \text{ E}+23$ Alphazerfälle stattgefunden. Dies entspricht rund $0,5$ mol an erzeugtem Helium. Die Hauptalphastrahler sind Cm-244 und Am-241 mit einer Halbwertszeit von ca. 18 bzw. 432 Jahren. Unter der Annahme einer vollständigen Freisetzung des Heliums aus der Glasmatrix in das freie Volumen der Edelstahlkokille mit rund $0,018 \text{ m}^3$ und bei einer Temperatur von 100 °C ergibt sich daraus eine Druckzunahme von rund $9 \text{ E}+04$ Pa. Mit Hilfe der Kesselformel lässt sich die durch den Innendruck erzeugte Umfangsspannung auf die Edelstahlkokille berechnen. Die resultierende Umfangsspannung ergibt sich demnach zu rund $3,8 \text{ E}+06$ Pa. Die Zugfestigkeit für Edelstahl beträgt $1,1 \text{ E}+03$ MPa. Somit erreicht die Druckzunahme eine Ausnutzung der Zugfestigkeit von weniger als 0,35 % der Edelstahlkokille. Wird von der Dehnungsgrenze ($R_{p0,2}$) und der Sicherheitskennzahl von 3,5 ausgegangen, so wäre die zulässige Spannung $1,5 \text{ E}+08$ Pa für die Kokille. Aus dem Verhältnis beider Werte ergibt sich der Ausschöpfungsgrad von 2,6 % der zulässigen Spannung. Selbst unter der konservativen Annahme, die von einer Glaskokille bei einer Temperatur von 200 °C über 100 Jahre ausgeht, errechnet sich nur eine Druckzunahme auf $1,2 \text{ E}+05$ Pa. Die Umfangsspannung würde auf $4,9 \text{ E}+06$ Pa ansteigen. Die Ausnutzung der Zugfestigkeit läge somit bei 0,44 %. Der Anteil an der zulässigen Spannung wäre 3,3 %. Die konservative Abschätzung durch die Annahme hoher Lagertemperaturen und Heliummengen sind in der Zwischenlagerung nicht zu erwarten. Es wird durch die Bewertung verdeutlicht, dass ein kritischer Druckaufbau in der Kokille selbst bei erhöhter Wärmeleistung des HAW-Glasproduktes auszuschließen ist. Damit ist auch eine plastische Deformation oder gar ein Bersten der Kokille ausgeschlossen.

2.2 Verhalten von AVR/THTR-Brennelementen bei der trockenen Zwischenlagerung

In Deutschland wurden zwei heliumgekühlte, graphitmoderierte Hochtemperaturreaktoren betrieben. Diese waren der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) in Jülich und der Thorium-Hochtemperaturreaktor (THTR 300) in Hamm-Uentrop, welche als sog. Kugelhaufenreaktoren mit Kugelbrennelementen betrieben wurden. Als Brennstoff kamen niedrig- und hochan-

gereicherte Uran-/Thoriumoxidpartikel zum Einsatz, die in Graphitkugeln eingebettet waren /DBE 11/.

Die kugelförmigen Brennelemente weisen einen Durchmesser von ca. 6 cm auf und bestehen aus einer im Zentrum liegenden Graphitmatrix mit einem Durchmesser von ca. 5 cm, die den Brennstoff in Form von 8.000 bis 39.000 beschichteten Partikeln (coated particles) enthält /NIE 99/. Die Brennelemente besitzen eine äußere ca. 5 mm dicke Graphitschale, die brennstofffrei ist. Die Partikel bestehen aus einem Kern aus Carbiden oder Oxiden von Uran, Thorium-Uran oder Thorium von etwa 200 bis 600 µm Durchmesser. Auf dem Kern sind verschiedene Schichten aus Pyrokohlenstoff oder Siliziumcarbid abgeschieden. Die Beschichtungen bestehen aus einer porösen Pufferschicht, die entweder mit zwei Schichten aus Pyrokohlenstoff (BISO) oder zwei Schichten aus Pyrokohlenstoff mit eingefügter Siliciumcarbidschicht (TRISO) umgeben ist. Sie dienen der Rückhaltung der Spaltprodukte. Der schematische Aufbau einer AVR-Brennelementkugel ist in Abb. 2.10 dargestellt. Die AVR-Brennelemente haben jeweils eine Gesamtmasse von 214 g und die THTR-Brennelemente je 203 g /JEN 19/, /DBE 11/, /BFS 16/, /BFS 07/.

Im AVR wurden über die Laufzeit von 1967 bis 1988 unterschiedliche Brennelemente getestet. Diese umfassten BISO- und TRISO-Brennelemente mit Anreicherungen von unter 20 % (LEU-Brennelemente) bis über 90 % (HEU-Brennelemente), wobei die HEU-Brennelemente relativ hoch abgebrannt wurden und die LEU-Brennelemente schwankende Abbrände aufweisen /JEN 19a/. Im THTR wurden während der Laufzeit von 1983 bis 1989 ausschließlich BISO-Brennelemente mit hoher Anreicherung verwendet /NIE 99/.

Der Brennstofftyp, die Beschichtungsart der Partikel sowie die Mengen des Urans und Thoriums der eingesetzten Brennelement-Kugeln im AVR und THTR sind in Tab. 2.1 zusammenfassend dargestellt.

Tab. 2.1 Spezifikationen und Anteile der eingesetzten AVR/THTR Brennelementkugeln /DBE 11/, /BFS 93/, /BFS 16/

HTI: high-temperature isotropic, LTI: low-temperature isotropic

BISO: Bistructural-Isotropic, TRISO: Tristructural-Isotropic

Brennelementtyp	Brennstoff	Partikel-Beschichtung	Brennstoff pro BE-Kugel [g]			Eingesetzter BE-Anteil [%]		
			²³⁵ U	U _{tot}	Th	AVR	THTR	
Erstkern-BE	UC ₂ , ThC ₂	HTI-BISO	1,00	1,08	5	10,7		
Tapeten-BE	UC ₂ , ThC ₂	HTI-BISO	1,00	1,07	5	2,7		
Isostatisch gepresst	karbidisch	UC ₂ , ThC ₂	HTI-BISO	1,00	1,08	5	17,8	
	oxidisch	UO ₂ , ThO ₂	HTI-BISO LTI-BISO	1,00	1,08	5	32,2	
	THTR-BE	UO ₂ , ThO ₂	HTI-BISO	0,96	1,03	10,2	12,6	100
	Getrennte Abbrand und Brutpartikel	UO ₂ , ThO ₂	LTI-BISO LTI-BISO	1,00	1,08	10	7,2	
		UO ₂ , ThO ₂	LTI-TRISO LTI-BISO	1,00	1,08	10		
		UC ₂ , ThO ₂	LTI-TRISO LTI-BISO	1,00	1,08	5		
		UCO, ThO ₂	LTI-TRISO LTI-BISO	1,00	1,08	5		
	Oxidisch, niedrig angereichert	UO ₂	LTI-BISO	1,40	20	-	0,9	
		UO ₂	LTI-BISO	1,00	10	-	8,8	
		UO ₂	LTI-BISO	1,00	6	-	7,1	

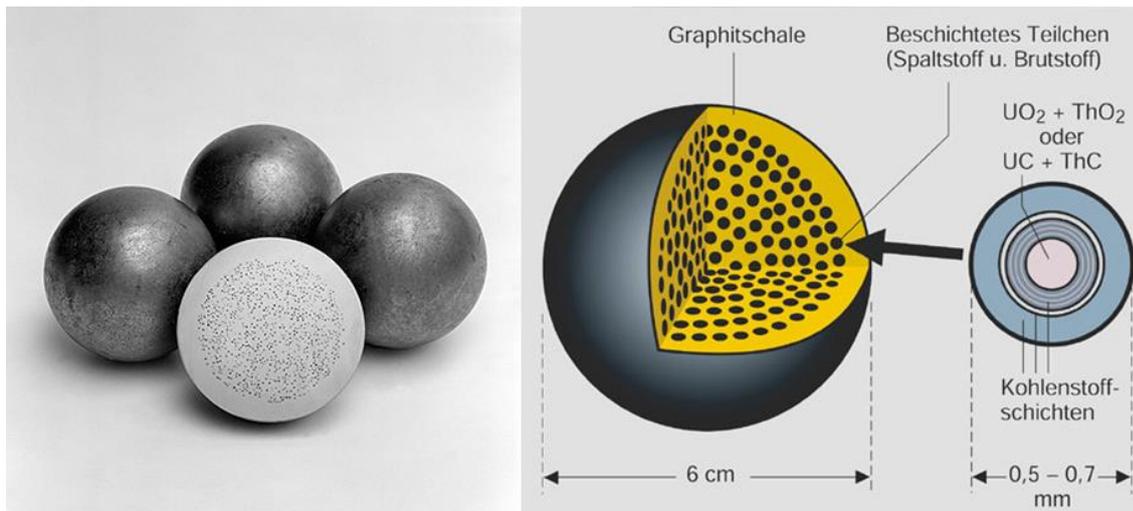


Abb. 2.10 Links: AVR-Brennelementkugeln /KER 19/, Rechts: Schematische Darstellung der Graphitkugel mit darin enthaltenen Brennstoffkugeln /BGZ 19/

Insgesamt fielen etwas 290.000 Brennelemente im AVR und rund 618.000 Brennelemente im THTR-300 an, was Schwermetallmassen von 1,9 Mg bzw. 6,9 Mg entspricht /DBE 11/. Ein geringer Teil der Menge von 2.544 defekten AVR-Brennelementkugeln befindet sich noch als Kugelbruch im Reaktor oder als defekte aber intakte Kugeln in den heißen Zellen des Forschungszentrums Jülich /DBE 11/ /FZJ 11/. In Abb. 2.11 ist die berechnete Entwicklung der Nachzerfallswärme und der Aktivität der insgesamt angefallenen Brennelemente über 50 Jahre aus /NIE 99/ und die Aktivität nach /BUC 05/ über 150 Jahren aus dargestellt.

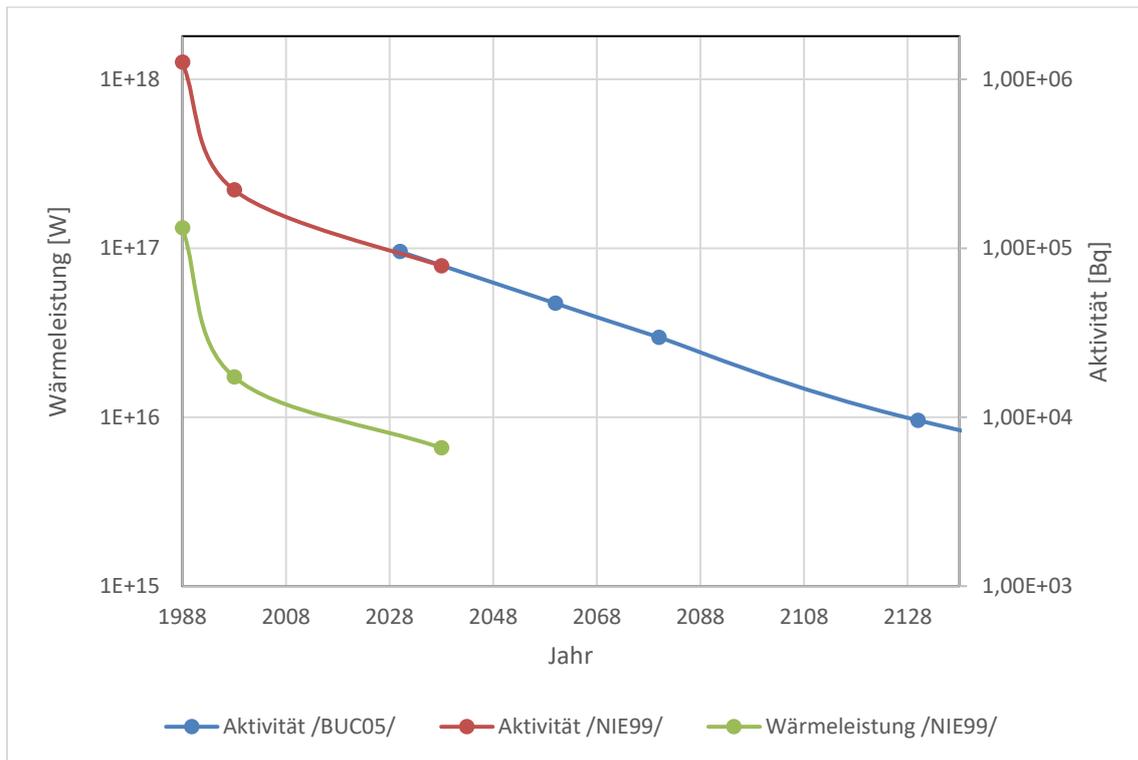


Abb. 2.11 Aktivitäts- und Nachzerfallswärmeentwicklung der gesamten angefallenen Brennelementkugeln aus AVR und THTR nach /NIE 99/ und /BUC 05/

Der größte Teil der in den Brennelementen enthaltenen Aktivität liegt in fester, nicht freisetzbarer Form vor /IAE 10/.

Bei der Lagerung der Brennelementkugeln spielen deshalb die Barrieren gegen Freisetzung gasförmiger Radionuklide eine große Rolle. Hierbei sind nur die langlebigen Radionuklide H-3 ($T_{1/2}=12,35$ a), Kr-85 ($T_{1/2}=10,76$ a) und C-14 ($T_{1/2}=5.736$ a) relevant. Die Beschichtung der Brennstoffpartikel stellt eine äußerst effektive Barriere gegen die Freisetzung von Radionukliden dar und bei intakten Partikelbeschichtungen kann die Diffusion von Kr-85 und H-3 vernachlässigt werden, da diese fast ausschließlich im Brennstoffpartikel vorliegen /NIE 99/.

Die Graphithüllung der Brennstoffpartikel stellt eine chemisch sehr stabile, nichtreaktive Barriere dar. Durch die hohe Wärmeleitfähigkeit der Graphitmatrix kann die Nachzerfallswärme gleichmäßig nach außen abgegeben werden, wodurch punktuell hohe Temperaturen vermieden werden /OWE 99/. Die Oxidation der Umhüllung, eine erhöhte Feuchtigkeit und Sauerstoffverfügbarkeit vorausgesetzt, würde sehr langsam ablaufen. So würde die vollständige Oxidierung der mindestens 0,5 cm starken Graphitschicht bei einer Temperatur von 150 °C über 3,6 E+09 Jahre dauern. Im Falle der TRISO-Brennelemente würde zudem noch die Siliziumcarbidsschicht eine weitere Barriere bilden /LOT 92/, /OWE 99/.

Die Rate an defekten Brennelementkugeln lag im AVR in einem Bereich von $0,5 \text{ E-}04$ /IAE 83a/. Diese Kugeln wurden aussortiert und untersucht, wobei kleinere Abplatzungen aber auch in mehrere Bruchstücke zerlegte Kugeln festgestellt wurden. Auch die zerbrochenen Kugeln zeigten hierbei unbeschädigte Beschichtungen der Brennstoffpartikel /ZIE 97/. Mechanismen, die zur Beschädigung der Beschichtung führen können, sind vor allem der Herstellungsprozess und Auswirkungen der Bestrahlung. Die Rate der Partikelbeschädigung im Herstellungsprozess konnte auf $6,0 \text{ E-}05$ reduziert werden, und die Rate der durch Bestrahlung beschädigten Beschichtung konnte in Untersuchungen von über 200.000 Brennstoffpartikeln auf kleiner als $2,0 \text{ E-}05$ abgeschätzt werden /NIC 02/. Eine Beeinträchtigung der Partikelbeschichtung während der Lagerung ist demnach als sehr unwahrscheinlich einzustufen, da die Belastungen im Vergleich zum Reaktorbetrieb deutlich geringer ausfallen.

Für unbestrahlte Brennelemente wurde eine Druckfestigkeit von ca. 22 kN ermittelt, welche durch die Bestrahlung noch ansteigt und somit die relevanten mechanischen Eigenschaften noch verbessert /IAE 83b/ bzw. die durch Korrosion mögliche Festigkeitsabnahme kompensiert /STO 86/. Die mechanischen Belastungen beim Betrieb des Reaktors lagen für den AVR im Bereich von 1 kN für Druckkräfte und 7-9 kN für Stoßkräfte /STO 86/. In der Zwischenlagerung sind deutlich niedrigere Belastungen zu erwarten. Eine Beschädigung der Brennelemente bzw. Brennstoffpartikel kann damit praktisch ausgeschlossen werden kann. Dies gilt auch für die thermischen Belastungen, die in der Zwischenlagerung deutlich unter den im Reaktor vorherrschenden Temperaturniveaus liegen. Auch die Diffusion aus intakten Brennstoffpartikeln kann bei Temperaturen von maximal $140 \text{ }^\circ\text{C}$ ausgeschlossen werden. In /KFA 87/ wird die Nachwärmeerzeugung der üblicherweise über vier Jahre und länger abgeklungenen AVR-Kugeln auf 100 W pro beladener AVR-Kanne abgeschätzt, was zu Oberflächentemperaturen der Kanne von maximal $36 \text{ }^\circ\text{C}$ führt.

Ein weiteres Aktivitätsinventar ist C-14, welches in der Graphitmatrix vorkommt. Es entsteht durch die Aktivierung von im Graphit im Reaktorbetrieb, z. B. direkt im Brennelement infolge der N-14 (n,p) oder C-13 (n, γ) Reaktion, und kann durch Oxidation mit Luftsauerstoff als CO_2 mobilisiert werden. Dieser Vorgang geschieht unter Verbrauch des in der Lagerkanne vorhandenen Sauerstoffs und ist somit begrenzt. In Versuchen konnte gezeigt werden, dass die Sauerstoffkonzentration in AVR-Kannen nach acht Jahren bereits unter 4 % beträgt. Rechnerisch wurde gezeigt, dass der Sauerstoff nach 14 Jahren nahezu aufgebraucht ist, was zu einer maximal zu erwartenden C-14-Aktivität von $4 \text{ E+}07$ Bq in den AVR-Lagerkannen führt. Dieser Wert ist aufgrund des geringeren C-14-Aktivitätsinventars bei THTR-Brennelementen ebenfalls für THTR-Kannen als abdeckend anzusehen /NIE 99/.

Durch das vorliegende Aktivitätsinventar auf der Brennelement-Oberfläche und in der Matrix kommt es auch zu Freisetzungen von Kr-85 und Tritium (H-3) in den Gasraum der Lagerkannen. Das freisetzbare Inventar von Kr-85 ist abhängig von dem Grad der Uranverunreinigung, des Graphits sowie von der Anzahl der defekten Brennstoffpartikel /IAE 12/. Die in Versuchen ermittelte Kr-85-Freisetzung liegt ungefähr im gleichen Aktivitätsbereich wie die C-14-Aktivität bzw. bis zu einer Größenordnung darunter. Die Freisetzungskinetik von Tritium wird vom Feuchtegehalt der Kannenatmosphäre bestimmt, da Tritium in Form von Tritiumoxid (HTO) vorliegt. Die Gesamtaktivität pro Kanne ist demnach von deren Volumen abhängig und kann für AVR-Kannen mit maximal $1,8 \text{ E}+08 \text{ Bq}$ bzw. mit maximal $3,6 \text{ E}+08 \text{ Bq}$ für THTR-Kannen angegeben werden /NIE 99/. Gesondert zu betrachten sind hierbei Brennelemente, die infolge eines Dampferzeugerlecks bei der Lagerung der Kannen im Wasserbecken durch Undichtigkeiten größere Mengen an Wasser aufgenommen haben. Hierdurch wurde die üblicherweise vorhandene Menge von ca. 50 mg Wasser pro Kugel auf mehrere Gramm gesteigert. Um die Freisetzung des dadurch in größerem Maße generierten HTO zu verhindern, wurden entsprechende Kannen gasdicht verschweißt /KRU 05/, /IAE 10/. Es wurde gezeigt, dass eine Permeation von Tritium durch die Kannenwand erst bei Temperaturen von über 150 °C messbare Größen erreichen würde. Eine Freisetzung von Tritium durch Permeation liegt durch die deutlich niedrigeren Lagertemperaturen somit nicht vor /STO 86/.

Die Dichtung der Kannen wird bei AVR-Kannen durch zwei O-Ringdichtungen aus Silikonkautschuk oder Fluorelastomer-Kautschuk (FKM) umgesetzt, die hohe Temperatur- und Strahlenbeständigkeit aufweisen und durch die Verwendung von Nuten auch nach einer Versprödung durch Alterung noch eine hohe Dichtheit aufweisen /STO 86/. Im Falle von THTR-Kannen wurde ein Kupferring als Quetschdichtung eingesetzt. Die Leckageraten liegen daher bei unter $1 \text{ E}-05 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ für die AVR-Kannen bzw. unter $1 \text{ E}-04 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ für die THTR-Kannen /RÖL 87/. Brennelementkugeln mit erhöhter Wasseraufnahme wurden aussortiert und in AVR-Kannen gelagert, die vor der trockenen Lagerung verschweißt wurden. Mit dem Verschweißen der Stopfen wurde die Leckagerate auf Werte unterhalb von $2 \text{ E}-10 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{s}$ verringert /STO 86/ und deren Sicherung über lange Lagerzeiten noch einmal deutlich verbessert, wodurch die Radionuklidfreisetzung sowie die Freisetzung von Feuchtigkeit in den Behälter verhindert wurden /KRU 05/. Durch diese bereits sehr guten Dichtheitswerte wurden in Versuchen zur Freisetzung von Aktivität aus AVR-Kannen in den CASTOR® THTR/AVR-Behälter nach ca. elf- bis zwölfjähriger Lagerdauer deutlich geringere als erwartete Aktivitäten im Bereich von $1,3 \text{ E}+05 \text{ Bq}$ bis $2,4 \text{ E}+06 \text{ Bq}$ ermittelt. Zusätzlich verfügen die CASTOR®-Behälter über Doppeldeckeldichtsysteme mit Metalldichtungen, die jeweils Leckageraten von unter $1 \text{ E}-08 \text{ Pa} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ aufweisen. Die Aktivitätsfreisetzung aus den Zwischenlagerbehältern in die Umgebung ist mit diesen niedrigen Leckageraten demnach als vernachlässigbar gering einzustufen /NIE 99/.

Generell sind durch die niedrigen Temperaturen während der Lagerung der THTR- und AVR-Brennelemente keine Eigenschaftsänderungen des Inventars zu erwarten. Eine endgültige Verifizierung dieser Aussage steht jedoch noch aus /ESK 15/.

2.3 Verhalten von aluminiumhaltigen Brennelementen, Hüllrohrmaterialien und Strukturkomponenten

2.3.1 Für die Zwischenlagerung relevante Komponenten

Aluminium kommt in Forschungsreaktoren als Brennstoffmaterial zum Einsatz. Dispersionskernbrennstoffe werden aus einer Mischung aus Brennstoffpulver und Aluminiumpulver in Form von Platten hergestellt (als Brennstoff werden Uranverbindungen, u. a. Oxide, Silizide, Aluminide oder Ferride, eingesetzt). Die Platten werden mit zwei Blechen jeweils auf der Ober- und Unterseite abgedeckt. Der Rahmen und die Deckelbleche sind (in der Regel) aus Aluminium oder Aluminiumlegierungen gefertigt. Brennelemente aus Forschungs- und Prototypreaktoren haben eine im Vergleich zu Brennelementen aus Leistungsreaktoren komplexere Form und können zu Inspektionszwecken nicht ohne weiteres zerlegt werden. Treten bspw. Löcher in den Hüllrohren auf, kann dies unter Umständen nur erschwert festgestellt werden. Die Brennstoffe des BER II und des FRM II bestehen aus einer U_2Si_3 -Al Verbindung und beim Rossendorfer Forschungsreaktor (RFR) wurde eine Verbindung aus UO_2 -Al eingesetzt. Die Tab. 2.2 gibt eine Übersicht über die in Deutschland in Forschungs- und Versuchsreaktoren eingesetzten und für die Zwischenlagerung relevanten aluminiumhaltigen Brennelemente und Hüllrohrmaterialien. Die Informationen beziehen sich aus /GRS 19a/ und spiegeln den Stand vom 31. Dezember 2018 wieder. Die Brennelemente aus BER II und FRM II befinden sich zurzeit in Abklingbecken und sollen in das TBL-Ahaus zur Zwischenlagerung verbracht werden. Die Brennelemente vom RFR wurden in 18 CASTOR[®] MTR2-Behälter verbracht und lagern seit 2005 im Zwischenlager Ahaus.

Im Vergleich zu den in Leistungsreaktoren verwendeten Hüllrohrmaterialien aus Zirkonium-Legierungen werden in Forschungsreaktoren häufig Aluminiumlegierungen (Al 1100, Al 6061 und Al 6063) eingesetzt /IAE 03/. In Deutschland kamen diese u. a. in den Forschungsreaktoren BER II, FRM II, FRMZ und im RFR zum Einsatz /GRS 19b/. Aluminiumlegierungen zeichnen sich durch eine hohe Wärmeleitfähigkeit, einen geringen Neutronenabsorptionsquerschnitt und eine hohe Duktilität aus. Sie weisen im Vergleich zu Edelstahl und Zirkonium jedoch eine deutlich geringere Festigkeit auf.

Tab. 2.2 Brennstoffe und Hüllrohrmaterialien von Versuchs- und Forschungsreaktorbrennstoffen in der Zwischenlagerung

Die Informationen beziehen sich aus /GRS 19a/ und spiegeln den Stand vom 31. Dezember 2018 wieder.

Reaktor	BE-Anzahl, Typ	Brennstoff	Hüllrohrmaterial	Derzeitiger Lagerort	Geplant
BER II, Berlin	26 BE	19,75% ²³⁵ U, 1,673 kg U _{tot} U ₂ Si ₃ -Al	0,38 mm Al	Absetzgestelle am BER II	TBL Ahaus 3 CASTOR® MTR3
FRM II, Garching	45 BE	93 % ²³⁵ U 8,196 kg U _{tot} U ₂ Si ₃ -Al Dispersion	0,38 mm Al	Abklingbecken FRM II	TBL-Ahaus 10 CASTOR® MTR3
	2 Konverterplatten	93 % ²³⁵ U 0,270 kg U _{tot} U ₂ Si ₃ -Al	0,38 mm Al		
FRMZ Mainz	89 BE bestrahlt	21,8 % ²³⁵ U 201g U _{tot}	0,76 mm Al	Im Kern und Trockenlager am FR MZ	TBL-Ahaus 1 CASTOR® MTR3
	7 unbestrahlt	UZrHx	0,51 mm Stahl		
RFR, Rossendorf	148 BE, Typ EK-10	10 % ²³⁵ U, 1287,5 g U _{tot} UO ₂ -Mg	1,5 mm Al	TBL-Ahaus in 18 CASTOR® MTR2	-
	725 BE, Typ WWR-M	37,3 % ²³⁵ U 112,5 g U _{tot} UO ₂ -Al	0,9 mm Al		
	78 BE, Typ WWR-M2	36,6 % ²³⁵ U 124,9 g U _{tot} UO ₂ -Al	0,9 mm Al		

Neben Kernbrennstoffen und Hüllrohrmaterialien wird Aluminium auch in den Transport- und Lagerbehältern verwendet. Boriertes Aluminium wird als Neutronenabsorberkomponente u. a. im Tragkorb des CASTOR® KNK eingesetzt, kommt aber auch in den CASTOR® V19- und CASTOR® V52-Behältern neben boriertem Stahl als Tragkorbwerkstoff zum Einsatz /GRA 06/. Im Gegensatz zu den CASTOR® V19- und CASTOR® V52-Behältern, bei welchen Edelstahl die Hauptkomponente der Tragkörbe ist, werden die Tragkörbe der CASTOR® MTR2- und MTR3-Behälter für Brennelemente aus den Forschungsreaktoren RFR, FRM II, und FRMZ aus Aluminium gefertigt /DBE 11/. Außerdem sind die Bleche für die Wärmeableitung zum Behälterkörper bei allen CASTOR®-Behältern aus Aluminium gefertigt /BfS 02/.

2.3.2 Korrosionsprozesse

In Kontakt mit Sauerstoff bildet elementares Aluminium, ähnlich wie Zirkonium und Edelstahl, eine passivierende Oxidschicht aus, die Korrosionsvorgänge verlangsamt bzw. unterbindet /IAE 03/. Aluminiumoxid ist amphoter und korrodiert im stärker sauren und basischen pH-Bereich. Dies spiegelt sich in den Korrosionsraten wider (vgl. Abb. 2.12). In einem pH-Bereich von 4 bis 8,5 sorgt die Oxidschicht für eine weitgehende Korrosionsbeständigkeit /DRU 19/. Die schützende Oxidschicht kann durch mechanische Belastungen beschädigt werden und Aluminium anfällig für lokale Korrosionseffekte machen.

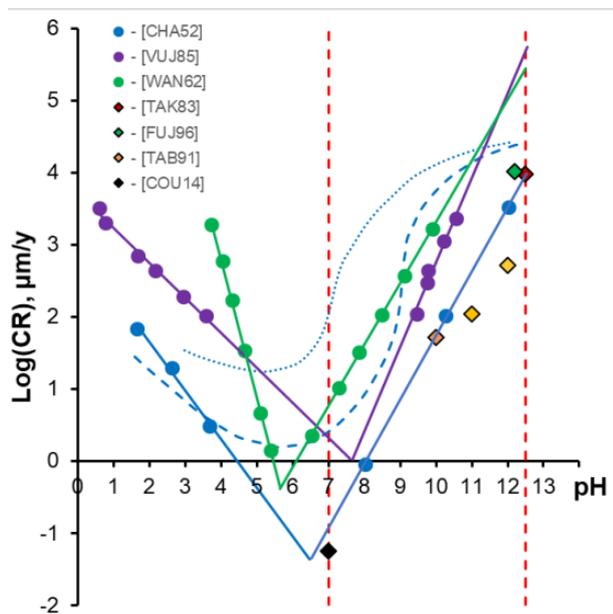


Abb. 2.12 Korrosionsraten von Aluminium in Abhängigkeit vom pH-Wert /DAN 21/

Wasser als eine der Hauptkomponenten in der Atmosphäre kondensiert an der Metalloberfläche, wird absorbiert und verursacht korrosive Prozesse. Die Menge an absorbiertem Wasser variiert dabei mit der relativen Luftfeuchte und der Temperatur. Untersuchungen von /MUN 52/ haben ergeben, dass es für Aluminium eine kritische relative Luftfeuchte in der Größenordnung von 40 bis 70 % gibt, ab welcher mit korrosiven Vorgängen bei Raumtemperatur zu rechnen ist. Die Untergrenze hängt von der Luftzusammensetzung, der Temperatur und der Frage ab, ob es im Vorfeld bereits zu korrosiven Materialdegradierungen gekommen ist. Um Korrosionsprozesse in aluminiumhaltigen Brennelementen bei der Zwischenlagerung zu vermeiden sollte die Hüllrohrtemperatur nicht mehr als 200 °C betragen /SIN 95/. Je höher die relative Luftfeuchtigkeit umso schneller laufen korrosive Prozesse ab.

2.3.2.1 Korrosion durch Radiolyse

In Studien von /PRI 54/ konnte festgestellt werden, dass eine Reihe von metallischen Materialien, darunter auch Aluminium, durch Bestrahlung und bei feuchter Umgebung korrodieren. In Folge von Radiolyseprozessen in der Luft entstehen u. a. Stickstoffoxide /STE 66/. Speziell bei Aluminium konnte, unter Zugabe von NO_2 und bei einer hohen Luftfeuchtigkeit, eine gesteigerte Korrosionsrate beobachtet werden /JOH 87/. Dies liegt an der Bildung von Salpetersäure, die bei feuchter Luft gemäß Gl. 2.4



entsteht. Salpetersäure lagert sich auf der Metalloberflächen ab und wirkt durch die Beschleunigung des Korrosionsverhaltens stark degradierend. Die erzeugte Menge an Salpetersäure hängt dabei von der Strahlendosis, der Art der Strahlung und Verunreinigungen im Material ab /SIN 95/. In geschlossenen Systemen stoppen die durch Radiolyse ausgelösten Korrosionsprozesse, sobald Feuchtigkeit bzw. der Sauerstoffgehalt in der Umgebung aufgebraucht ist.

2.3.2.2 Kontaktkorrosion

Sobald Aluminium mit anderen Metallen in elektrischen Kontakt gebracht wird, kann es zu galvanischer Korrosion kommen. Sind die Korrosionspotentiale der beiden in Kontakt stehenden Materialien unterschiedlich, wird das Metall mit dem höheren Potential E_{corr} (nobel) kathodisch und das unedlere Metall anodisch. Das anodische Metall korrodiert dabei schneller und verlangsamt gleichzeitig die Korrosionsreaktion des edleren Metalls.

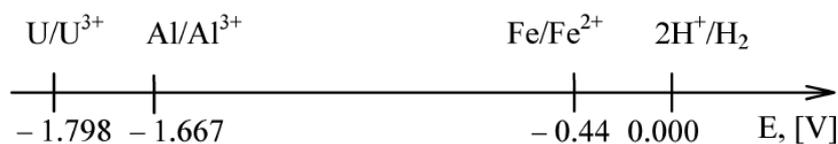


Abb. 2.13 Standardpotential von U, Al, Fe in Wasser bei einer Temperatur von 25 °C /MAZ 03/

Wie in Abb. 2.13 dargestellt, weist Eisen ein höheres Korrosionspotential als Aluminium auf, was dazu führt, dass Eisen in Kontakt mit Aluminium zur Kathode wird und Aluminium schneller korrodiert. Des Weiteren bilden sich FeAl_3 -Verbindungen, die, sobald sie sich an der Oberfläche ablagern, verhindern, dass sich eine passive Oxidschicht formiert. Uran weist hingegen ein geringeres Korrosionspotential auf, was Aluminium im Vergleich dazu edler macht. Das bewirkt, dass die Korrosionsprozesse in Kontakt mit Uran verlangsamt ablaufen. Chlorid-Ionen

als auch Sulfat-Ionen können das Korrosionspotential jedoch zu unedleren Werten hin verschieben und dafür sorgen, dass Aluminium seine Korrosionsbeständigkeit gegenüber Uran verliert /MAZ 03/.

2.3.3 Korrosion im Zuge der Abklinglagerung

Nach dem Betrieb im Reaktor werden die Brennelemente in sog. Abklingbecken gekühlt und dort für mehrere Jahre gelagert. Während dieser Zeit sinken die Aktivität und Temperatur ab. Die aus /IAE 03/ entnommenen „Lessons Learned“ bzgl. der Abklinglagerung von Hüllrohren aus Aluminium erwähnen, dass es bei einer mangelhaften Wasserqualität (Vielzahl an gelösten Stoffen im Wasser wie Anionen, oxidierende Substanzen etc., dadurch kein stabiler pH-Wert) bzw. durch schlechte Kontrollmechanismen bzgl. der Wasserqualität dazu kommen kann, dass aluminiumhaltige Komponenten innerhalb kurzer Zeit korrodieren. Doch selbst eine exzellente Wasserqualität ist mitunter nicht ausreichend. Im Abklingbecken RA6 in Argentinien wurden bspw. Korrosionsvorgänge detektiert, die aufgrund von Eisenoxidpartikeln auf den Aluminiumhüllrohren ausgelöst wurden. Die Eisenoxidpartikel lagerten sich selbst bei hoher Wasserqualität an und sorgten für Lochfraß auf den Hüllrohren. Die Korrosionsvorgänge führen u. a. zu einem Integritätsverlust des Hüllrohrmaterials sowie zu einer Kontamination der Abklingbecken. Als weitere „Lesson Learned“ wird in /IAE 03/ dementsprechend aufgeführt, Staub, Ablagerungen und Schlämme im Abklingbecken zu entfernen. Haben lokale Korrosionseffekte wie bspw. Lochfraßkorrosion einmal begonnen, so sind diese nicht aufzuhalten, selbst wenn das Wasser gefiltert, deionisiert und chemisch kontrolliert wird. Um die Korrosionsprozesse zu verlangsamen bzw. zu unterdrücken muss die elektrische Leitfähigkeit des Wassers auf ein Minimum reduziert werden. Dies kann durch eine Wasseraufbereitung geschehen, bei der gelöste Ionen, so weit wie möglich, abgetrennt werden. Ein zusätzlicher Schutz vor Korrosion während der Abklinglagerung kann durch die Zugabe von Wasserstoffperoxid erreicht werden, wodurch Korrosionseffekte auch bei hohen Temperaturen unterdrückt werden /UHL 48/. Wasserstoffperoxid sorgt dafür, dass sich keine Bakterienkolonien ausbilden, welche mikrobiell induzierte Korrosionsvorgänge auslösen. Wird die Wasserqualität kontrolliert, sind die Korrosionsprozesse selbst über Zeiträume von mehr als 20 Jahren minimal /IAE 92/. Ein maximal möglicher Zeitraum für die Nasslagerung von Aluminium bzw. Aluminiumlegierungen in der Nasslagerung wurde laut /IAE 92/ noch nicht bestimmt. Die aus der Literatur verfügbaren experimentellen Daten lassen jedoch den Schluss zu, dass eine Nasslagerung auf Zeiträume von mehr als 30 Jahren ausgeweitet werden kann. Diese langen Zeiträume spielen zurzeit für Deutschland noch keine signifikante Rolle, da das Konzept der trockenen Zwischenlagerung verfolgt wird und für die Dauer der Nasslagerung bis jetzt kürzere Zeiträume gelten. Dennoch befindet sich z. B. der FRM II seit dem 29. April 2005 in Betrieb und bis heute werden 48 Brennelemente im Abklingbecken nass gelagert. Die Nasslagerdauer

des ersten genutzten Brennelementes nähert sich somit auch hier in absehbarer Ferne einem Zeitraum von 20 Jahren.

2.3.4 Korrosion in Transport- und Lagerbehältern

Nach der Abklingzeit werden die Brennelemente in Transport- und Lagerbehälter umgeladen und dann für die weitere Zeit trocken zwischengelagert. Die Zersetzung von aluminiumhaltigen Komponenten wie Hüllrohrmaterialien, Brennstoffen aber auch Strukturteilen in den Transport- und Lagerbehältern aufgrund korrosiver Prozesse ist ein limitierender Faktor für die Zeit der trockenen Zwischenlagerung. Um die Zersetzungsprozesse zu minimieren, müssen bestimmte Parameter wie bspw. die Hüllrohrtemperatur, Schutzgaseigenschaften und Trocknungsprozeduren kontrolliert werden. Unter inerten Bedingungen, d. h. bei geringer Feuchtigkeit bzw. einem geringen Sauerstoffgehalt, und bei geringer Temperatur ist Aluminium korrosionsbeständig und kann problemlos gelagert werden.

Untersuchungen von /GHA 11/ haben gezeigt, dass sich die passivierende Oxidschicht in Kontakt mit Wasser und bei $T > 230 \text{ °C}$ nicht ausbildet. In Transport- und Lagerbehältern, in denen Temperaturen von über 200 °C vorherrschen /AHN 13/, kann es durch übermäßige Restfeuchte zu Korrosionseffekten kommen. Geht man von einer Restfeuchtemenge von etwa 1 l Wasser aus, kann davon ausgegangen werden, dass die Aluminiumkorrosion für einen Materialverlust von ungefähr 0,54 g verantwortlich ist. Dies ist mit dem Verlust einer Schichtdicke von $20 \text{ }\mu\text{m}$ bei einer Oberfläche von 100 cm^2 oder $2 \text{ }\mu\text{m}$ bei einer Oberfläche von 1.000 cm^2 vergleichbar /MAP 19/. Da es sich bei den aluminiumhaltigen Wärmeleiterplatten und Brennelementeträgkörben um Komponenten mit einer Materialstärke von mehreren Millimetern handelt, ist der Materialverlust durch Korrosion hier zu vernachlässigen. Auch das Auftreten anderer Korrosionsformen wie bspw. Lochfraß- und Spaltkorrosion ist durch den geringen Anteil an Feuchtigkeit bzw. Halogeniden im verschlossenen Transport- und Lagerbehälter als unwahrscheinlich zu erachten. Ähnliches gilt für die mikrobiologisch induzierte Korrosion (MIC). Dadurch, dass die Zwischenräume mit Helium gefüllt sind, ist die Menge an Wasser bzw. Nährstoffen im Behälter zu gering und nicht davon auszugehen, dass die Aluminiumeinbauten durch MIC degradieren. Auch wenn die aluminiumhaltigen Strukturteile in einem galvanischen Kontakt zum in der elektrochemischen Spannungsreihe edleren Edelstahl stehen, kann, bedingt durch die Heliumumgebung und das Nichtvorhandensein einer leitfähigen Lösung, davon ausgegangen werden, dass Materialdegradierung in Folge von galvanischer Korrosion vernachlässigt werden kann.

2.3.5 Korrosion von aluminiumhaltigen Brennstoffen und Hüllrohrmaterialien in Kontakt mit Luft bzw. Wasserdampf

Bezüglich aluminiumhaltiger Dispersionsbrennstoffe erwähnen /MAZ 03/, dass das Korrosionsverhalten von U-Al-Verbindungen ab einer Uran-Konzentration von 30 bis 40 Gew.-% unabhängig von der Urankonzentration ist. /GME 89/ erwähnen, dass die Korrosionsraten in Wasserdampf bei einer Temperatur von 150 °C und nach einer Zeit von 30 Tagen bei U-Al-Verbindungen ungefähr doppelt so hoch sind, als bei reinem Aluminium. Dabei spielt die Herstellung der Dispersionsbrennstoffe eine entscheidende Rolle. Es handelt sich dabei um grobkörnige Pulver, die aufgrund ihrer Inhomogenität deutlich schneller als reine Metalle korrodieren. Außerdem bildet sich in den Dispersionsbrennstoffen UH_3 , was die Korrosionsprozesse beschleunigt.

In /SIN 95/ wurden die Korrosionseigenschaften für verschiedene Aluminiumlegierungen (1100, 5052 und 6061), welche u. a. als Hüllrohrmaterialien eingesetzt werden, ermittelt. Die Legierung 5052 enthält 2,5 % Magnesium und 0,25 % Chrom und ist in seiner chemischen Komposition der von NUKEM für deutsche Forschungsreaktoren hergestellten AlMg-Legierung relativ ähnlich /PEA 95/. Die Ergebnisse wurden für eine relative Luftfeuchte von 100 % und für Temperaturen von 150 °C bzw. 200 °C über einen Zeitraum von 1400 h bestimmt. Auf Grundlage der Messdaten konnten Vorhersagen für einen Zeitraum von mehr als 50 Jahren, in Abhängigkeit von der Legierung und der Temperatur ermittelt werden. Der Materialverlust nach einer Zeit von 50 Jahren beträgt für die 5052-Legierung 19 μm bei einer Temperatur von 150 °C und 76 μm bei 200 °C. In /PEA 95/ wird erwähnt, dass es ab einer Schichtdicke von mehr als 50 μm zu einem Abplatzen der passivierenden Aluminiumoxidschicht kommt. Außerdem konnte festgestellt werden, dass in geschlossenen Systemen die Korrosionsprozesse stoppen, sobald Sauerstoff und Wasser aufgebraucht sind.

Die hier dargestellten Sachverhalte zeigen, dass das Oxidationsverhalten der Aluminiumlegierungen auch unter den ungünstigsten, für die Zwischenlagerung als unrealistisch anzusehenden Randbedingungen mit hoher Temperatur und Luftfeuchte als gering anzusehen ist. Gemessen an den in Tab. 2.2 aufgeführten Wandstärken führen Korrosionen $< 100 \mu\text{m}$ zu keiner Integritätsgefährdung der Hüllrohre.

2.4 Verhalten von WWER-Brennelementen bei der trockenen Zwischenlagerung

In Mecklenburg-Vorpommern am Standort Lubmin/Greifswald waren fünf Kernkraftwerksblöcke (von acht geplanten) vom Typ WWER-440 und in Rheinsberg ein Block vom Typ

WWER-70 in Betrieb. Die wassermoderierten wassergekühlten Druckwasserreaktoren russischer Bauart des ehemaligen VEB Kombinat Kernkraftwerk „Bruno Leuschner“ wurden in den Jahren 1990 und 1991 außer Betrieb genommen. Die durch den Betrieb der Kernkraftwerke Greifswald (KGR) und Rheinsberg (KKR) angefallenen bestrahlten Brennelemente sind im Zwischenlager Nord (ZLN) in Rubenow in 65 CASTOR®-Behältern trocken gelagert.

Als Entsorgungskonzept wurden die bestrahlten Brennelemente der Reaktoren im Betrieb bis zu den 80er Jahren von der UdSSR zurückgenommen. Danach mussten die bestrahlten Brennelemente vor Ort gelagert werden. Dazu wurde im Jahr 1985 das Nasslager ZAB (Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente) in Greifswald eingerichtet. Es besaß eine Kapazität von 4680 Positionen. Nach der Stilllegung der Reaktoren KGR 1-5 und KKR entschloss man sich zum Bau des Trockenlagers ZLN nach dem WTI-Hallen-Konzept. Das ZLN wurde im Jahr 1999 für die Behälterlagerung zugelassen und bis 2006 wurden alle Brennelemente in Behälter verpackt und dorthin überführt.

Bei den eingesetzten Brennelementen handelte es sich um eine hexagonale Anordnung von Brennstäben, die unterschiedlich angereichert (1,6 % bis 3,6 %) waren. Ein mittlerer Abbrand von 28,6 GWd/MgSM war vorgesehen. Die Schwermetallmasse nach dem Abbrand ist ebenfalls unterschiedlich, errechnet sich aber im Mittel über alle angefallenen Brennelemente mit 115,6 kgSM/Brennelement. Generell wurden zwei verschiedene Typen, sog. Brennstoffkassetten sowie Arbeits- und Regelkassetten, eingesetzt. Die Brennstoffkassetten bestehen aus 126 Einzelstäben, die sechseckig in einem Gitter angeordnet und von einem Mantel umgeben sind. Die Schlüsselweite beträgt 14,4 cm, und die aktive Länge beträgt 242 cm. Dieser Verbund lässt es nicht zu, defekte Brennstäbe auszutauschen, d. h. Stäbe mit Defekten können bei WWER-440-Brennelementen nicht wie bei den LWR-Brennelementen gezogen werden /IAE 19b/.

In den Brennstäben sind Urandioxidpellets eingebracht, die von einer Heliumatmosphäre umgeben und dicht verschweißt sind. Das Hüllrohrmaterial besteht aus einer Zirkon-Niob-Legierung.

Die Arbeits- und Regelkassetten bestehen im unteren Teil aus einer modifizierten Brennstoffkassette. Der obere Teil besteht aus einer Borstahlkassette zur Neutronenabsorption bzw. Leistungsregelung des Reaktors.

Die Bilanzierung über die insgesamt eingesetzten Brennelemente und deren Entsorgungswege zeigt die Tab. 2.3. Demnach sind 2.448 Brennelemente in die UdSSR zurückgeliefert worden, und 235 Brennelemente (gering bestrahlt) sind ins ungarische Paks verkauft worden.

Im ZLN lagern heute 5.048 WWER-Brennelemente, 4.634 davon aus Greifswald und 414 aus Rheinsberg in 65 CASTOR®-Behältern.

Tab. 2.3 Eingesetzte und entsorgte WWER-Brennelemente der Reaktoren Greifswald und Rheinsberg /GRS 07/

Anlage	Gesamtanfall	ZLN	UdSSR	Paks
	Brennelemente			
Kernkraftwerk Rheinsberg (KKR)	918	414	504	
Kernkraftwerk Greifswald (KGR) Block 1-5	6813	4.634	1944	235
Summe	<i>7731</i>	<i>5.048</i>	<i>2448</i>	<i>235</i>

Bei der trockenen Zwischenlagerung von WWER-Brennelementen ist zu erwarten, dass sie für ähnliche Mechanismen anfällig sind, wie sie für LWR-Brennstoffe bekannt sind. Dies haben beispielsweise Untersuchungen zum Kriechverhalten gezeigt /IAE 19b/, /IAE 04/. Eine vorausschauende Berechnung der kumulativen Hüllrohrumfangsdehnung unter abnehmender Temperaturbedingung zeigt, dass das Hüllrohrkriechen nach zehn Jahren trockener Lagerung gesättigt ist und sich eine bleibende Dehnung von ca. 0,02 % einstellt, welche zu niedrig ist, um die Integrität des Hüllrohres zu gefährden. Die Ergebnisse des durchgeführten Testprogramms /IAE 04/ deuten darauf hin, dass eine trockene inerte Lagerung von WWER-Brennelementen innerhalb des untersuchten Temperaturbereichs machbar und sicher ist. Die Wasserstoffversprödung, die bei hoch abgebrannten DWR-Brennelementen noch eine Wissenslücke darstellt, ist für WWER-Brennelemente in der genehmigten und hinsichtlich der verlängerten Zwischenlagerung kein Faktor, welcher die Hüllrohrintegrität negativ beeinflusst. Die Gründe hierfür finden sich in dem niedrigeren Abbrand und den sich daraus ergebenden niedrigeren Temperaturen und Innendrücken, woraus sich keine signifikante Bildung radialer Hydride ableiten lässt.

Einige Beladungen der Behälter weisen allerdings Besonderheiten auf. Zum einen wurden Anfahrquellen aus Plutonium/Beryllium sowie Ionisationskammern mit eingelagert. Zum anderen wurden undichte Brennelemente eingelagert, da die betroffenen Brennstäbe nicht aus dem Brennelementverbund gelöst werden konnten. In die entsprechenden Behälter wurden Filterkerzen zum Binden von Restfeuchte mit eingebracht. Die Minimierung von Restfeuchte ist besonders wichtig, um die Dichtungen vor Korrosion zu schützen und somit den sicheren Einschluss zu gewährleisten. Im November 1998 wurden bei der Bestimmung der Restfeuchtwerte am getrockneten CASTOR® 440/84 im Dichtungszwischenraum Werte festgestellt, die den spezifizierten Anforderungen des Restfeuchtekriteriums nicht entsprachen. Bei der Untersuchung dieses Phänomens wurden zwei Ursachen ermittelt. In der mehrlagig aufgebauten

Primärdeckelmetalldichtung wurden zum einen Wassertropfen gefunden. Des Weiteren wurde festgestellt, dass die Elastomerdichtung des Primärdeckels Wasser adsorbiert und diese Feuchtigkeit bis zur Einstellung einer Gleichgewichtskonzentration in den Dichtungszwischenraum und Sperrraum austritt. Bevor mit der weiteren Beladung von CASTOR® 440/84 begonnen wurde, musste sichergestellt werden, dass nach der Trocknung in der Primärdeckelmetalldichtung keine Wassertropfen mehr vorhanden waren und die in der Elastomerdichtung nach der Trocknung verbleibende adsorbierte Feuchtemenge hinsichtlich einer systematischen Schädigung der metallischen Dichtsysteme unkritisch ist. Gutachten der BAM und der Sachverständigen bestätigten dies nachfolgend.

Es bleibt festzuhalten, dass die Beladungen von CASTOR® 440/84-Behältern in Teilen Besonderheiten aufweisen, welche sich bei zwischengelagerten LWR-Brennelementen nicht finden. Dennoch ist festzuhalten, dass diese Beladungen beantragt, begutachtet und für eine Zwischenlagerdauer von 40 Jahren genehmigt wurden. Hinsichtlich einer verlängerten Zwischenlagerung gilt es, vorerst zu prüfen, ob die bestehenden Nachweise abdeckend für längere Zeiträume sind, oder ob es Indizien für degradierende Effekte gibt, wie z. B. eine nicht gegebene langfristige Rückhaltung der Feuchtigkeit in den Filterkerzen, eine unzulässige Reaktion von Brennstoff und Wasser oder bisher nicht berücksichtigte Sachverhalte, die sich im Zuge der Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik ergeben.

3 Alterung der Komponenten von Transport- und Lagerbehältern in der Zwischenlagerung

3.1 Verschluss- und Dichtsysteme

Der sichere Einschluss des radioaktiven Inventars in Transport- und Lagerbehälter wird durch Doppeldeckeldichtsysteme gewährleistet, welche sowohl unter normalen Lager- und Transportbedingungen als auch unter erhöhten Belastungen bei Störfällen die Dichtfunktion sicherstellen müssen. Für den Transport ist nach internationalen Anforderungen der Primärdeckel ausreichend. Für die längerfristige Zwischenlagerung wird jedoch üblicherweise ein Doppeldeckeldichtsystem eingesetzt, um Redundanz zu erzeugen und ein Reparaturkonzept für defekte Dichtungen zu ermöglichen /IAE 19b/. Hierfür werden ringförmige Federkern-Metalldichtungen vom Typ Helicoflex HN200 eingesetzt, die den Primär- und Sekundärdeckel gegen den Behälterkörper abdichten. Diese Dichtungen verbinden die Vorteile von klassischen Metalldichtungen (Edelgasundurchlässigkeit und hohe Widerstandsfähigkeit gegen thermische, chemische Einflüsse oder Strahlenbelastung) mit denen von Elastomerdichtungen (elastische Rückstellung). Der Sperrraum zwischen den Deckeln ist mit Helium auf einen Überdruck von 6 bar befüllt und wird während der Zwischenlagerung durch einen Druckschalter überwacht. Dieser ist ebenfalls mit einer Metalldichtung ausgestattet und meldet bei Unterschreitung von ca. 3 bar einen Fehler der Dichtung /NAG 16/. Im Falle eines Primärdeckeldichtungsausfalls ist in Deutschland ein Reparaturkonzept vorgesehen, in dem ein dritter Deckel auf das Dichtsystem aufgeschweißt wird, da ein Austausch einer beschädigten Primärdeckeldichtung nur in einer heißen Zelle möglich ist /IAE 19b/. Bei der Behälterbeladung dürfen die Dichtungen eine Helium-Leckagerate von höchstens $1 \text{ E-}08 \text{ Pa m}^3 \text{ s}^{-1}$ aufweisen, um als funktionsfähig eingestuft zu werden. Dieser Wert wird üblicherweise auch als Ausfallkriterium für die Bewertung der Langzeiteigenschaften der Dichtungen herangezogen, wobei beachtet werden muss, dass zum sicheren Einschluss des Inventars sowie zum Erhalt des Sperrdrucks über lange Zeiträume auch eine deutlich höhere Leckagerate ausreichend ist /GRS 10b/. Die außerdem im Doppeldeckelsystem verbauten Elastomerdichtungen aus Ethylen-Propylen-Dien-Kautschuke (EPDM) bzw. Fluorkautschuk (FKM) dienen der Abdichtung eines Prüfvolumens, welches für Dichtheitsprüfungen bei der Deckelmontage verwendet wird. Diese Dichtungen sind lediglich Hilfsdichtungen und spielen in Bezug auf den langfristigen sicheren Einschluss des Behälterinventars keine Rolle. Bei Betrachtungen des Langzeitverhaltens liegt der Fokus deshalb auf den Metalldichtungen /IAE 20/.

Die verwendeten Metalldichtungen sind C-Ring-Dichtungen, die aus drei Komponenten bestehen. Eine innenliegende, ringförmige Spiralfeder ermöglicht die Elastizität der Dichtung und

generiert bei der Verpressung in der Dichtungsnut eine Dichtkraft, welche über eine innere Ummantelung aus Edelstahl vergleichsmäßig auf die äußere Ummantelung verteilt wird. Die äußere Ummantelung ist aus einem weicherem Material (oftmals reines Silber oder Aluminium) gefertigt, so dass sich die Dichtfläche plastisch verformen und an die abzudichtenden Flächen anpassen kann /TEC 21/. Dadurch können Leckagepfade geschlossen und eine sehr hohe Dichtigkeit von bis zu $1 \text{ E-}10 \text{ Pa m}^3 \text{ s}^{-1}$ erreicht werden. Die durch die Feder erreichte hohe Elastizität garantiert sehr gute Dichteigenschaften auch bei Temperaturgefällen, Druckeinflüssen oder äußeren Lasten /LED 16/. Zudem kann der Kontakt zwischen Dichtung und Dichtfläche auch bei Bewegungen des Deckels bspw. durch mechanische Belastungen in gewissen Grenzen aufrechterhalten werden /GRS 10b/.

Um die hohen Dichtigkeitsanforderungen an die Dichtungen über Lagerzeiten von mehreren Dekaden aufrecht zu erhalten, sind hohe Verpresskräfte und enge Metall-Metall-Kontakte zwischen Dichtung und Dichtfläche essenziell /IAE 19b/. Die Dichtungen werden je nach Größe und Außenmaterial um 0,9 bis 1,2 mm bei Kräften von 200 bis 650 N verpresst. Die charakteristische Verpresskurve einer Helicoflex-Metalldichtung ist in Abb. 3.1 dargestellt. Mit steigender Verpressung bzw. Deformation der Dichtung steigt auch die Rückstellkraft an, wobei zuerst ein Bereich elastischer Verformung stattfindet. Die äußere Ummantelung passt sich immer besser an die Kontaktfläche an und bei Punkt Y_0 wird die spezifizierte Leckagerate erreicht. Die Blocklage des Deckels auf dem Behälter ist hier noch nicht erreicht, und es wird weiter verpresst, wobei es zu einer plastischen Verformung kommt. Im Punkt Y_2 ist die durch die Dichtungsnuttiefe definierte Zielverpressung erreicht und somit auch der Zustand, in dem sich die Metalldichtung während der Lagerdauer befindet. Im Falle eines Abhebens des Deckels z. B. durch Demontage oder mechanische Belastungen, wie Stürze oder Transportunfälle, ist eine Entlastung der Metalldichtung vorstellbar. In diesem Fall kommt es zu einer elastischen Rückstellung und einer gleichzeitigen Verschlechterung der Dichtqualität, so dass bei Punkt Y_1 die kritische Leckagerate überschritten wird und die Dichtung als undicht bezeichnet werden kann. Die bis zu diesem Punkt entlastete Weglänge wird als nutzbare Rückstellung bezeichnet und gibt die maximal tolerierbare Abhebung des Deckels bei gleichzeitiger Einhaltung der festgelegten Dichtheitsanforderungen an.

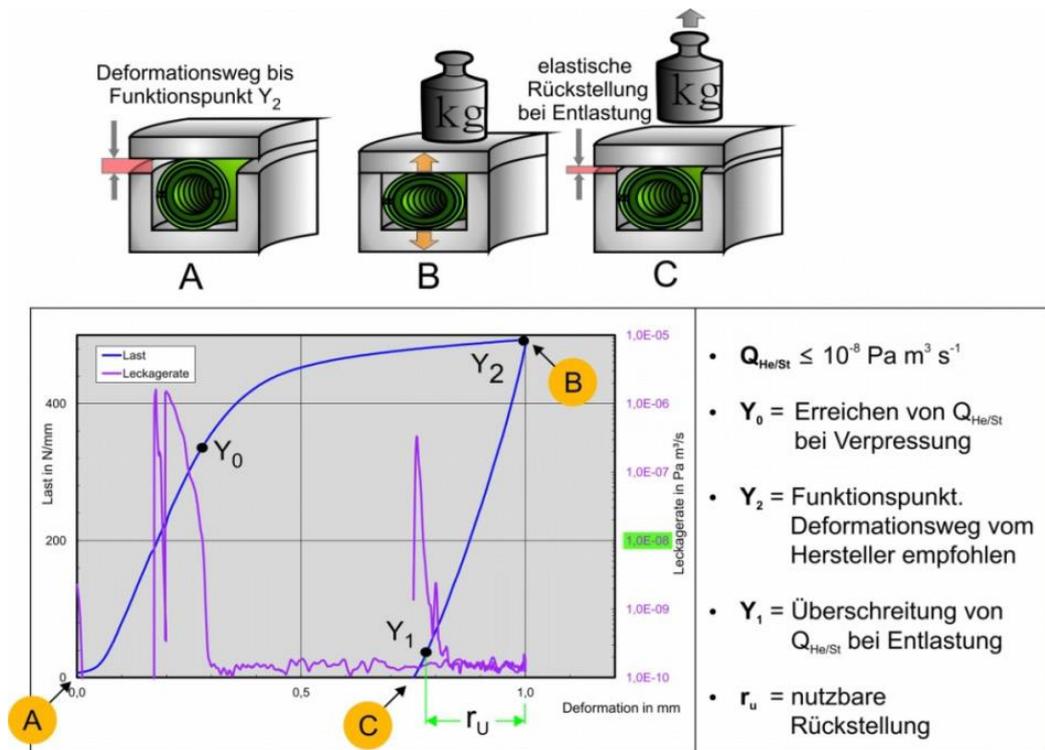


Abb. 3.1 Dichtungscharakteristik einer Federkern-Metaldichtung /KÖM 19/

Bei der Betrachtung des Langzeitverhaltens von Metaldichtungen in Transport- und Lagerbehältern ist die erhöhte Temperatur durch die Wärmeleistung des Behälterinventars ausschlaggebend. Die im Behälter vorliegenden Strahlungswerte liegen deutlich unterhalb der Grenzwerte, die für einen Einfluss auf die mechanischen Eigenschaften und damit für den Alterungsprozess der Metaldichtungskomponenten als signifikant gelten /IAE 20/, /IAE 19b/.

3.1.1 Untersuchungen zum Langzeitverhalten von Verschluss- und Dichtesystemen

Das Langzeitverhalten verpresster Metaldichtungen bei erhöhten Temperaturen wurde u. a. in Frankreich, Japan und Deutschland untersucht. Allgemein zeigen die Versuche, dass die Alterung der verpressten Dichtung auch bei einem konstanten Verpressgrad zu einer Reduktion der Rückstellkraft führt. Bei darauffolgender Entlastung sinkt im Allgemeinen auch die nutzbare Rückstellung, was im Hinblick auf den Transport bzw. bei Unfällen während und nach der Zwischenlagerung relevant ist, da sich dadurch die erlaubte Entlastung des Deckels verringert. Als Grund für den Abfall der Rückstellkraft gilt das Kriechen der äußeren Ummantelung /LED 16/, /KÖM 19/. Durch die aufgebrachte Kraft und die erhöhte Temperatur findet mit der Zeit eine Reduzierung der Dicke der Aluminium- bzw. Silberummantelung statt, welche aufgrund der gleichbleibenden Dichtungsnuttiefe durch die elastische Rückstellung der Spiralfeder kompensiert wird. Dies führt zu einer Reduktion der Federkraft.

Das Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI) führte Langzeituntersuchungen zur Dichtheit von Federkern-Metalldichtungen an Modellen von Deckelsystemen eines TN-24-Behälters (Doppeldichtung, Al-Ummantelung) und eines CASTOR®-Behälters (Einfachdichtung, Ag-Ummantelung) in Originalgröße durch. In den Behältern waren elektrische Heizelemente verbaut. Die Dichtungen wurden im trockenen Zustand assembliert und der Deckelzwischenraum mit Helium befüllt. Die Leckageraten der Dichtungen der Sekundärdeckel wurden untersucht, welche nach einer Alterungszeit von 19 Jahren Temperaturen zwischen 130 °C und 140 °C aufweisen. Während des Untersuchungsprogramms lagen die Leckageraten dauerhaft in einem Bereich von 1E-11 bis 1E-10 Pa m³ s⁻¹/SHI 11/. In Hochtemperaturversuchen bei 300 °C konnten an kleineren Versuchsflanschen mit Al-Dichtungen Leckageratenanstiege ab einer Alterungszeit von ca. 8.000 h beobachtet werden. Durch die hohe Alterungstemperatur, besonders im Vergleich zur Schmelztemperatur von Aluminium (660 °C), sind die ermittelten Daten für die Analyse mittels Larson-Miller-Ansatz jedoch nur bedingt aussagekräftig. Aus diesem Grund wurden in einer Kooperation mit der CEA, Technetics und der GNS umfangreichere Untersuchungen bei niedrigeren Temperaturen durchgeführt /IAE 19b/. Dabei wurden Langzeitversuche an Helicoflex Ag-Dichtungen bei Raumtemperatur, 100 °C und 200 °C durchgeführt und die Entwicklung der Rückstellkraft über Alterungszeiten bis zu 100.000 h untersucht /LED 19/, /LED 16/, /WAT 16/. Eine hohe Einlagerungstemperatur von 200 °C dient dazu die Alterungseffekte zu beschleunigen /WAT 16/. Insgesamt wurden über 60 Versuchsflansche mit Dichtungen bestückt. Die Auswertung der Daten wurde mittels Larson-Miller-Ansatz, sowie einer Zeit-Extrapolation durchgeführt. Beide Methoden basieren auf linearen Beziehungen und können zur Ermittlung einer minimal garantierten Rückstellkraft nach einer festgelegten Alterungszeit verwendet werden. Bei der Larson-Miller-Methode werden mittels einer Zeit-Temperatur Äquivalenz Vorhersagen getroffen. Der Parameter ergibt sich dabei nach

$$LMP(T, t) = T(C + \log_{10}(t)).$$

Die Konstante C ist dabei werkstoffcharakteristisch und wird anhand der experimentellen Daten angenähert. Ein Vorteil dieser Berechnung ist die Vorhersage auch für Temperaturen, für die keine experimentellen Daten vorliegen /SAS 06/. Aus den experimentellen Daten kann geschlossen werden, dass selbst nach 100 Jahren Lagerzeit mit Rückstellkräften in Höhe von 100 N zu rechnen ist, auch wenn die Temperatur der Dichtung zu Beginn der Einlagerung 100 °C beträgt. Eine Rückstellkraft von 100 N kann für einen Transport der Transport- und Lagerbehälter als ausreichend erachtet werden /SAS 06/. Weiterhin konnte beobachtet werden, dass nach einer Alterungszeit von mehr als 1.000 h selbst bei Raumtemperatur eine nahezu komplette Entlastung der Dichtung (es verblieben lediglich Flanschgewicht und Vakuumkraft) durchgeführt werden kann, ohne, dass die Grenzleckagerate erreicht wird. Dies deutet

auf ein Anhaften der Dichtung an der Dichtfläche hin. Die Abhängigkeit der Rückstellkraft von der Alterungszeit wird auch hier auf das Kriechen der äußeren Silber-Ummantelung durch Versetzungsklettern zurückgeführt /WAT 16/. Mit dem Rückgang der Rückstellkraft geht gleichzeitig auch eine Reduzierung der Spannungen in der Ummantelung und somit der Kriechgeschwindigkeit einher, so dass sich der Prozess verlangsamt. Die Kriechdeformation der Feder und der inneren Ummantelung ist deutlich geringer als die der äußeren Ummantelung. In Dickenmessungen zeigte sich, dass das Kriechen von Feder und innerer Ummantelung vernachlässigbar klein in Hinblick auf die Dichtfunktion im Langzeiteinsatz ist /SAS 06/. Die experimentellen Daten konnten zur Verifizierung eines numerischen 3D-Modells verwendet werden, welches das Dichtungsverhalten, die charakteristische Entlastungskurve sowie Rückstellkraft und nutzbare Rückstellung in verschiedenen Alterungszuständen extrapoliert. Hierzu wurden geometrische Toleranzen der Dichtungen und Dichtungsnuten einbezogen und eine Auswertung mittels Larson-Miller-Parameter durchgeführt. Mit dem Modell konnte eine gute Abbildung der experimentellen Daten durchgeführt werden /LED 19/, /LED 16/. Zudem können aus den ermittelten Daten Rückstellkräfte nach unterschiedlichen Alterungszeiten und -temperaturen vorhergesagt werden. Für eine Aussage zur Dichtfunktion nach dieser Alterung sind jedoch Versuche notwendig, die die kritische Leckagerate mit einer verbleibenden Rückstellkraft in Verbindung bringen /SAS 06/.

An der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) findet eine noch laufende Langzeituntersuchung von Helicoflex-Metalldichtungen statt. Es wurden Al- und Ag-Dichtungen in Prüfflanschen assembliert und bei Temperaturen von Raumtemperatur bis 150 °C bezüglich der Entwicklung von Rückstellkraft und nutzbarer Rückstellung untersucht /IAE 19b/. Für die Untersuchungen wurden zur verbesserten Handhabung Metalldichtungen mit reduziertem Innendurchmesser verwendet. Um eine gute Vergleichbarkeit mit den im Behälter eingesetzten Dichtungen zu sichern, blieben der Querschnittsdurchmesser der Dichtung sowie die Materialien und Abmessungen von Feder und Ummantelungen unverändert /IAE 19b/. Es konnte gezeigt werden, dass die Reduktion des Innendurchmessers keinen signifikanten Einfluss auf die Versuchsergebnisse hat /NAG 16/. Auch in den BAM-Untersuchungen wurde das Kriechen als Hauptursache für Alterung und Funktionsbeeinflussung der Dichtung ermittelt. Die maximale Temperatur des Deckeldichtsystems zu Beginn der Einlagerung ist hier mit 110 °C angegeben. Zusätzliche Versuche bei 125 °C und 150 °C Einlagerungstemperatur dienen der beschleunigten Alterung. Die Ergebnisse zeigen ebenfalls eine Reduktion von Rückstellkraft und nutzbarer Rückstellung über Zeit und Temperatur. Hierbei konnten nahezu lineare Verläufe bei halb-logarithmischer Darstellung (vgl. Abb. 3.2) gezeigt werden. Auch die uneingeschränkte Dichtfunktion bei nahezu vollständiger Entlastung bereits gealterter Dichtungen wurde beobachtet und mit Kriechen und Plastizität der äußeren Ummantelung begründet /IAE 19b/.

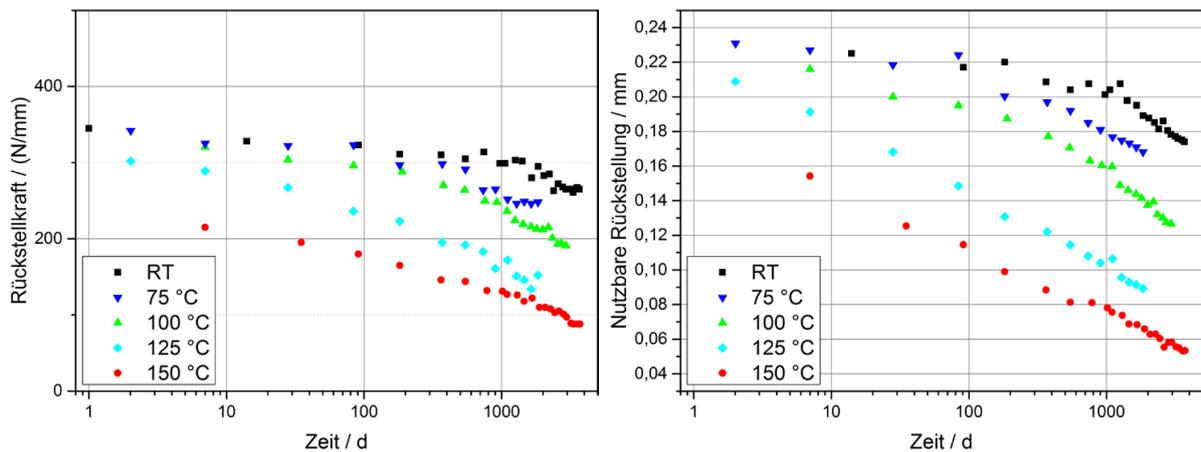


Abb. 3.2 Rückstellkraft und Nutzbare Rückstellung von Al-Dichtungen nach Alterung von bis zu 10 Jahren bei Temperaturen zwischen Raumtemperatur und 150 °C /KÖM 19/

Nach einem Einlagerungszeitraum von zehn Jahren wurde bei Ag-Dichtungen ein Rückgang der Rückstellkraft von 20 % bei Raumtemperatur und 40 % bei 150 °C ermittelt. Al-Dichtungen zeigten nach dieser Zeit einen Krafrückgang um 32 % bei Raumtemperatur und 77 % bei 150 °C. Die nutzbare Rückstellung der Ag-Dichtungen fiel zeitgleich um 12 % bei 75 °C und 54 % bei 150 °C. Die nutzbare Rückstellung von Al-Dichtungen reduzierte sich um 23 % bei Raumtemperatur und 70 % bei 150 °C /KÖM 19/. Die untersuchten Dichtungen blieben funktionsfähig mit Ausnahme der bei 150 °C eingelagerten Al-Dichtung. Diese überschritt nach ca. zwei Jahren die Grenzleckagerate bis in einen Bereich von $1 \text{ E-7 Pa m}^3 \text{ s}^{-1}$. Bei darauffolgenden Messungen sank die Leckagerate wieder ab und unterschritt den kritischen Wert nach ca. drei weiteren Jahren Alterung /NAG 16/. Bei der Auswertung der experimentellen Daten stellte sich heraus, dass die von der BAM ermittelten Werte nicht mit dem Larson-Miller-Ansatz beschrieben werden konnten, wenn ein konstanter Parameter C angesetzt wurde. Entgegen dem typischen Vorgehen beim Larson-Miller-Ansatz musste der C-Parameter für die Dichtungen neu ermittelt werden und zeigte Abhängigkeiten von Alterungstemperatur- und Alterungszeitparametern der Dichtungstypen /NAG 14/, was u. a. mit der komplexen Konstruktion der Dichtungen begründet wurde. Um einen analytischen Ansatz zur Extrapolation und Vorhersage des Dichtungsverhaltens bzw. eine Anpassung des Larson-Miller-Ansatzes zu ermöglichen, sollen weitere Langzeitdaten gesammelt werden /IAE 19b/. Eine erste angepasste Zeit-Temperatur-Beziehung ermöglichte Vorhersagen zu den Dichtungsparametern. Es konnte gezeigt werden, dass bei Ag-Dichtungen bei einer erhöhten Temperatur von 150 °C bereits Alterungszeiten von 1.875 h als abdeckend anzusehen sind, um die Eigenschaftsänderungen desselben Dichtungstyps bei 100 °C nach 40 Jahren darzustellen. Dabei dürfen jedoch im Vorhersageintervall keine strukturellen Veränderungen des Materials stattfinden /NAG 14/. Ergänzend zu den Langzeituntersuchungen an vollständigen Dichtungen wurden an der BAM

Dichtungsabschnitte von Al-Dichtungen in Kleinflanschen verpresst und bei bis zu 150 °C über bis zu 300 Tage gelagert. Bei der Entnahme der Abschnitte wurden Haftkräfte zwischen Dichtung und Dichtoberfläche festgestellt. Dieses Haften kann als Fließen der äußeren Ummantelung in die Oberflächenrauigkeiten der Dichtflächen gedeutet werden. Außerdem können dadurch die in anderen Versuchen beobachteten niedrigen Leckageraten, selbst bei nahezu vollständiger Entlastung, erklärt werden. In den Untersuchungen wurde zudem eine Verbreiterung der Dichtspur festgestellt, die mit längerer Lagerzeit und höheren Temperaturen größer ausfiel. Diese Verbreiterung lässt sich durch Deformation und Kriechen der äußeren Ummantelung erklären und kann sich durch die größere Kontaktfläche positiv auf die Dichtigkeit auswirken /KÖM 19/.

Auch /AKA 04/ untersuchten den Rückgang der Rückstellkraft bei Raumtemperatur, 120 °C und 200 °C. In den Versuchen konnte keine Reduktion der Rückstellkraft der bei Raumtemperatur gealterten Dichtungen festgestellt werden. Für die Langzeitbetrachtung der Parameteränderung bei Alterung wurde auch hier der Larson-Miller-Parameter herangezogen. Es wurde zudem die Dichtkraftentwicklung in einem kürzeren Zeitbereich untersucht, wobei die Dichtung bei Raumtemperatur assembliert und darauffolgend temperiert wurde. Durch die Änderung der Festigkeit der Dichtungsmaterialien und aufgrund von plastischer Verformung kam es ebenfalls zu einem Rückgang der Rückstellkraft, welche nicht mit der linearen Beschreibung des Larson-Miller-Parameters übereinstimmt. Die Rückstellkraft wurde dabei kontinuierlich gemessen, wodurch jedoch, bedingt durch den Testaufbau, kein gleichbleibender Verpressgrad aufrechterhalten werden konnte. Ein Testaufbau mit gleichbleibendem Verpressgrad erlaubt die Aufnahme von Messdaten lediglich als Momentaufnahme bei Entnahme aus der Temperatorkammer. Die Versuchsdauer betrug insgesamt 800 h und fällt daher deutlich kürzer aus als bei Untersuchungen von CRIEPI, der CEE und der BAM. Dies erklärt vermutlich auch den nicht beobachteten bzw. messbaren Abfall der Rückstellkraft bei Raumtemperatur. Als Hauptgrund für den Abfall der Rückstellkraft in den ersten Stunden der Versuche wurde die Dickenreduzierung des äußeren Mantels aufgrund der Reduzierung der Streckgrenze bei erhöhten Temperaturen ermittelt. Die experimentellen Daten des darauffolgenden, durch Kriechdeformation verursachten Kraftabfalls, wurden mit dem Larson-Miller-Parameter ausgewertet /AKA 04/.

Von /CHO 20/ wurden Untersuchungen an Helicoflex Al-Dichtungen vom Typ HND-229 unter beschleunigter Alterung bei 180 °C und 165 °C bei bis zu 39 Wochen Alterungszeit durchgeführt und mittels Larson-Miller-Ansatz auf bis zu 90 Jahre bei 128 °C skaliert. Dabei ergaben sich keine Überschreitungen der spezifizierten Dichtheit bis 50 Jahre. Lediglich für Messungen bei 180 °C ergab sich für eine äquivalente Einsatzzeit von 80 Jahren eine Überschreitung der spezifizierten Leckageraten. Diese Aussagen stützen sich jedoch lediglich auf zwei unter-

suchte Dichtungen mit stark beschleunigter Alterung, weshalb die Vorhersagen nur als Richtwerte angesehen werden können /CHO 20/.

Die Beladung der Behälter findet unter Wasser im Brennelement-Lagerbecken statt. Hierdurch kann es zum Einschluss von Restwasser im Dichtungsbereich, speziell zwischen den Ummantelungen der verpressten Dichtung, kommen. Es handelt sich um deionisiertes, mit Borsäure angereichertes Wasser mit einem pH-Wert zwischen 4,5 und 5,5. Die vorgeschriebene maximale Restfeuchte nach dem Trocknen liegt bei 1 bis 10 g/m³, was für den Dichtungszwischenraum eine zulässige Wassermenge von unter 1 g ergibt /GRS 10b/. In einer Versuchsreihe der BAM wurden korrosive Einflüsse auf die Dichtqualität durch dieses eingeschlossene Wasser untersucht. Dabei wurden Dichtungen mit boriertem Wasser (2.040 ppm Bor) und Dichtungen mit NaCl-haltigem Wasser zwischen den Ummantelungen bei Raumtemperatur und 80 °C untersucht. An einer nach drei Monaten entnommenen Al-Dichtung, welche mit NaCl-haltigem Wasser befüllt worden war, konnten Korrosionserscheinungen festgestellt werden. Diese Korrosionserscheinungen hatten jedoch keinen Einfluss auf die Leckagerate, und auch für alle weiteren Dichtungen konnten nach drei Jahren Alterungszeit keine Leckageratenanstiege festgestellt werden. In weiteren Versuchen wurden Löcher in die äußere Ummantelung eingebracht, um den Einfluss von starker Korrosion auf die Leckagerate zu untersuchen. Dadurch, dass die innere Ummantelung unbeschädigt blieb, konnten auch in diesen Untersuchungen keine Verschlechterungen der Dichtqualität festgestellt werden /WOL 04/.

Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass international mehrere Versuchsreihen durchgeführt wurden, die das Langzeitverhalten von Federkern-Metalldichtungen beim Einsatz in Transport- und Lagerbehältern betrachten. Vor allem im Hinblick auf die beschleunigte Alterung bei erhöhter Temperatur konnten positive Ergebnisse zur Langzeiteignung verschiedener Metalldichtungen erzielt werden. Ein adäquates Dichtungsverhalten bezüglich der Leckagerate konnte auch bei sinkender Rückstellkraft gezeigt werden. Aus den bisherigen experimentellen Ergebnissen kann geschlossen werden, dass der Abfall der Rückstellkraft im statischen Lagerbetrieb zu keiner problematischen Einschränkung der Dichtfunktion führt. Anders ist die Situation jedoch bei dynamischen Lasten (z. B. im Transport) zu bewerten, da hier vor allem die nutzbare Rückstellung entscheidend ist. Die dynamische Verschiebung des Deckels und deren Einfluss auf die Leckagerate wurden ebenfalls untersucht. Die mechanischen und thermischen Belastungen unter Transportbedingungen können zu Deformationen oder Verschiebungen des Deckels und damit auch zu einer Entlastung der Dichtungen führen, was einen signifikanten Einfluss auf die Dichtigkeit hat. Als ausreichend konservativer Wert für die Entlastung der Dichtung unter Einhaltung der spezifikationsgerechten Leckagerate wurden 50 % des Ausgangswertes der nutzbaren Rückstellung festgelegt. Dies geschieht unter Einbeziehung von zeit- und temperaturabhängigen Eigenschaftsänderungen der Dichtung, von

Freisetzungsrechnungen und Versuchen zur Deckelverschiebung /ROL 13/. Für die Zielrichtung, Vorhersagemodelle wie den Larson-Miller-Ansatz zu optimieren bzw. anzupassen, liegen noch Datenlücken vor. Der Einsatz des Larson-Miller-Ansatzes muss an die experimentellen Daten des Dichtungstyps sowie an Alterungszeit und -temperatur angepasst werden, da hierfür noch keine universelle Materialkonstanten verfügbar sind /IAE 19b/. Auch für die numerische Modellierung der Dichtungen sind zusätzliche Arbeiten nötig /IAE 19b/. Die bisher durch Alterungsversuche ermittelten nutzbaren Rückstellungen liegen zum Teil unterhalb der Grenzwerte. Hierbei muss berücksichtigt werden, dass die Alterungsversuche bei höheren Temperaturen durchgeführt wurden, als im tatsächlichen Einsatz vorgesehen sind. Zieht man beispielsweise die Versuchsergebnisse der BAM zur nutzbaren Rückstellung heran und betrachtet die Langezeitversuche bei 100 °C über acht Jahre, zeigt sich eine Reduktion der nutzbaren Rückstellung um ca. 40 % bei Al-Dichtungen und um ca. 25 % bei Ag-Dichtungen /KÖM 19/. Die nutzbaren Rückstellungen liegen somit bereits deutlich vor der aktuell mit 40 Jahren angesetzten Zwischenlagerdauer bei einem stark verminderten Wert. Zur Bewertung ist dabei allerdings auch die als Ausfallkriterium festgelegte Leckagerate von $1 \text{ E-8 Pa m}^3 \text{ s}^{-1}$ zu berücksichtigen, die für die tatsächliche Freisetzungsbetrachtungen einer kurzzeitigen Verschiebung des Deckels sehr niedrig angesetzt ist. Wenn durch Unfallszenarien der Deckel des Transport- und Lagerbehälters verschoben oder abgehoben wird, wurde in /NAG 16/ für die kurzzeitigen Beanspruchungen beispielsweise eine Leckagerate von $1 \text{ E-4 bis } 1 \text{ E-2 Pa m}^3 \text{ s}^{-1}$ als ausreichend erachtet. Mit Blick auf den Transport der Behälter nach längerfristiger Zwischenlagerung ist eine Einordnung der möglichen Freisetzung in Zusammenhang mit Grenzwerten, aktuellen Alterungsdaten der Dichtungen und möglichen Unfallszenarien auszuwerten.

3.2 Korb- und Strukturmaterialien

Die bestrahlten Brennelemente werden in den Transport- und Lagerbehältern in einem Brennelementtragekorb positioniert. Dieser kann je nach Bauart unterschiedlich viele Brennelemente aufnehmen. Die Tragekörbe der CASTOR® V19, -®V52 bzw. -®440/44 sind für bestrahlte Brennelemente aus den Leistungsreaktoren konstruiert und bestehen aus verschweißtem Edelstahl. Außerdem sind mit Bor versetzte Stahlplatten zur Neutronenabsorption verbaut. Edelstahlkomponenten zeichnen sich durch ihre hohe Festigkeit und exzellente Korrosions- bzw. Kriech Eigenschaften aus. Als Strukturmaterial der Brennelementtragekörbe kommt jedoch nicht nur Edelstahl in Frage. Der Tragekorb des CASTOR® HAW28M-Behälters, für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung, besteht bspw. aus Kupfer und der des CASTOR® MTR3-Behälters, für MTR-Brennelemente aus Forschungsreaktoren, besteht aus Aluminium /BOZ 16/.

Die Brennelementtragekörbe haben für eine ausreichende Stabilität der Brennelemente in den Transport- und Lagerbehältern zu sorgen. Durch sie sind die Brennelemente verdrehsicher gelagert, wodurch eine stabile Positionierung gewährleistet werden kann. Darüber hinaus hat der Brennelementtragekorb für eine ausreichende Wärmeabfuhr von den Brennelementen zum Behälterkörper zu sorgen. Die /RSK 01/ fordert, dass keine Temperaturen auftreten dürfen, welche die Abschirmung der Gamma- und Neutronenstrahlung beeinflussen bzw. die Dichtigkeit des Behälters gefährden. Zu hohe Betriebstemperaturen können neben veränderten Materialeigenschaften der Tragekörbe auch zu einem systematischen Versagen der Hüllrohre beitragen. Dadurch, dass die Tragkörbe einen wesentlichen Beitrag zur sicheren Entladebarkeit leisten, können sie als sicherheitsrelevante Komponenten eingeordnet werden /GRS 10a/. Die Strukturintegrität des Brennelementtragekorbs ist außerdem für die Kritikalitätssicherheit im bestimmungsgemäßen Betrieb unter Einbeziehung aller möglichen Störfallereignisse relevant /RSK 01/. Das Ziel Kritikalitätssicherheit wird dadurch erreicht, dass in den Behälterinneneinbauten Neutronenabsorber eingebaut sind. Die Neutronenabsorber sind mit Bor versetzte Metallplatten aus Edelstahl bzw. Aluminiumlegierungen, welche den Multiplikationsfaktor k_{eff} absenken und so die Kritikalitätssicherheit der eingelagerten Brennelemente garantieren. In amerikanischen Transport- und Lagerbehältern kommen auch Keramiken wie bspw. MetamicTM oder BoralynTM zum Einsatz /MAP 19/. Als Edelstahlvariante wird zumeist Typ AISI 304 SS eingesetzt, welcher laut ASTM A887-89 in acht unterschiedlichen Bor-Konzentration (0,2 bis 2,25 %) hergestellt wird /ASTM 2009/.

3.2.1 Alterungsmechanismen bei Brennelement-Tragekörben

Im Folgenden soll auf die wesentlichsten Alterungsprozesse von Edelstahl, Aluminium und Kupfer, welche als Strukturmaterialien für die Brennelementtragekörbe der Transport- und Lagerbehälter eingesetzt werden, genauer eingegangen werden. Die Analyse der Degradationsprozesse ist so gewählt, dass von einem abgedichteten System und einer Heliumumgebung ausgegangen wird.

Korrosion

Komponenten aus Edelstahl bzw. boriertem Edelstahl im Inneren der Transport- und Lagerbehälter sind durch das Ausbilden einer passiven Oxidschicht nicht von allgemeiner Korrosion betroffen. Die Oxidschicht, welche sich bei Edelstählen bildet und als Diffusionsbarriere wirkt, verhindert außerdem die Aufnahme von Wasserstoff. Somit ist eine wasserstoffinduzierte Versprödung als unwahrscheinlich zu betrachten. Auch die Gefahr durch Lochfraß bzw. Spaltkorrosion wird durch die Trocknung der Brennelemente bzw. das Befüllen der Transport- und Lagerbehälter mit Helium vermieden. Der Brennelementtragekorb ist nur dann von Korrosion

betroffen, wenn die Oxidschicht beschädigt wird, bzw. ausreichend Sauerstoff oder Feuchtigkeit im Inneren der Transport- und Lagerbehälter vorhanden wäre (bspw. durch unzureichende Trocknung der Brennelemente). Galvanische Korrosion kann an Edelstahlkomponenten auftreten, wenn zwei unterschiedliche Metalle mit verschiedenen elektrischen Leitfähigkeiten in Kontakt mit einer Lösung stehen. Für die Behälterinneneibauten ist galvanische Korrosion jedoch vernachlässigbar, da Edelstähle in der elektrochemischen Reihe meist das edlere Metall sind und es durch die Trocknung der Brennelemente bzw. die Heliumatmosphäre im Inneren der TLB nicht zur Ausbildung elektrolythaltiger Lösungen kommt. Mikrobiologisch beeinflusste Korrosion kann ebenfalls ausgeschlossen werden da die Menge an Restfeuchte bzw. Nährstoffen stark reduziert ist. Ähnliches gilt für die Spannungsrisskorrosion.

Aluminium ist gegenüber Korrosionseffekten anfälliger als Edelstahl, da es sich gemäß der elektrochemischen Spannungsreihe um ein unedleres Element handelt. Die Korrosionsgeschwindigkeit wird dabei durch die Art der Lösungsflüssigkeit, den pH-Wert als auch durch die Temperatur bestimmt /PHU 03/. Unter normalen Bedingungen bildet sich auf Aluminiumlegierungen eine passive Al_2O_3 -Schicht, welche Korrosion in einem pH-Bereich von 4 bis 8,5 bei einer Temperatur von 25 °C unterbindet. Einzig dort, wo die schützende Oxidschicht durch chemische oder mechanische Vorgänge abgetragen wird, kann es zu Korrosionseffekten kommen. Untersuchungen von /GHA 11/ konnten zeigen, dass sich die passive Oxidschicht nicht bei Temperaturen oberhalb von 230 °C und in Kontakt mit Wasser oder Wasserdampf ausbildet. Dadurch, dass in den Transport- und Lagerbehältern Temperaturen von über 200 °C vorherrschen /GRS 21/, ist bei übermäßiger Restfeuchte mit Korrosionseffekten zu rechnen. Dies ist im Inneren der Transport- und Lagerbehälter nach adäquater Trocknung der Brennelemente jedoch unwahrscheinlich. Bei einer Menge von etwa 1 l Wasser kann davon ausgegangen werden, dass die Oxidation im Aluminium für einen Materialverlust von ungefähr 0,54 g verantwortlich ist. Dies ist mit dem Verlust einer Schichtdicke von 20 µm bei einer Oberfläche von 100 cm² oder 2 µm bei einer Oberfläche von 1.000 cm² vergleichbar /MAP 19/. Da es sich bei den Brennelementeträgern um Komponenten mit einer Materialstärke von mehreren Millimetern handelt, ist der Materialverlust durch Korrosion zu vernachlässigen. Auch das Auftreten anderer Formen der Korrosion, wie bspw. Lochfraß- und Spaltkorrosion, ist durch den geringen Anteil an Feuchtigkeit bzw. Halogeniden im verschlossenen Transport- und Lagerbehälter als unwahrscheinlich zu erachten. Ähnliches gilt für die mikrobiologisch induzierte Korrosion. Aluminiumbasierte borhaltige Neutronenabsorber können in einem galvanischen Kontakt zum, in der elektrochemischen Spannungsreihe nobleren, Edelstahl stehen, wodurch Korrosionseffekte hervorgerufen werden können. Auch hier gilt jedoch, dass Materialdegradation in Folge von galvanischer Korrosion vernachlässigt werden kann, dadurch dass nicht ausreichend leitfähige Lösung vorhanden ist.

Dadurch, dass sich an Kupferoberflächen keine passive Oxidschicht ausbildet, sind Komponenten aus Kupfer von allgemeiner Korrosion betroffen /COH 05/. In einer oxidierenden Umgebung kann es durch Korrosionseffekte zu einem Aufrauen der Oberfläche kommen. Die Korrosionsraten in Kupferlegierungen hängen stark von den Umgebungsbedingungen wie der Temperatur, Feuchtigkeit und dem pH-Wert ab. In atmosphärischen als auch marinen Umgebungen konnten Korrosionsraten von 16 µm pro Jahr gemessen werden /FAR 09/. Dadurch, dass Kupfer als Bauteil der Brennelementtragekörbe im Inneren der Transport- und Lagerbehälter eingebracht ist und in keinem Kontakt mit der Umgebungsluft steht, ist jedoch auch hier nicht davon auszugehen, dass mit Materialverlust durch allgemeine Korrosion zu rechnen ist. Die Vermeidung von Restfeuchte durch die Trocknung der Brennelemente bzw. das Auffüllen mit Helium sorgt dafür, dass Korrosion ausgeschlossen werden kann.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Wahrscheinlichkeit der Materialdegradation durch Korrosion bei Brennelementtragkörpern aus Edelstahl, Kupfer und Aluminium gering ist, aufgrund nicht vorhandener experimenteller Befunde jedoch nicht vollständig ausgeschlossen werden kann.

Kriechen

Durch einen hohen Schmelzpunkt von ungefähr 1.425 °C ist bei Edelstahlkomponenten erst ab Temperaturen oberhalb von 406 °C damit zu rechnen, dass Kriechverformungen auftreten /CAD 88/. In den Auslegungskriterien der CASTOR® V/19-Behälter ist vorgegeben, dass die maximale Hüllrohrtemperatur der Brennstäbe einen Wert von 370 °C nicht überschreiten darf. Somit kann auch für die Brennelementtragekörbe angenommen werden, dass eine Temperatur von 406 °C nicht überschritten wird. Laut /GRS 21/ ist in den CASTOR® V/19-Behältern mit Maximaltemperaturen von ungefähr 325 °C zu rechnen, was Kriechverformungen ausschließt. Die Maximaltemperatur im Inneren der Transport- und Lagerbehälter sinkt bei einer homogenen Beladung und einer maximalen Wärmeleistung von 2,05 kW/Brennelement nach 20 Jahren auf ungefähr 190 °C und nach 60 Jahren auf eine Temperatur von ungefähr 120 °C. Auch bei konservativen Annahmen (heterogene Beladung mit MOX-Brennelementen und Hochabbrand-UO₂-Brennelementen) kann davon ausgegangen werden, dass Temperaturen von 406 °C im Brennelementtragekorb nicht erreicht werden /GRS 21/. Der Schmelzpunkt von boriierten Edelstählen ist je nach Borkonzentration mit 1250 bis 1340 °C im Vergleich zu reinem Edelstahl geringer /ROB 97/. Geht man davon aus, dass Kriecheffekte ab einer Temperatur von 0,4 T_m auftreten, so kann dementsprechend ab einem Temperaturbereich von 336 °C bis 372 °C bereits mit Kriechverformungen gerechnet werden. Auch diese Temperatur wird laut /GRS 21/ nicht erreicht. Ferner herrschen vernachlässigbare mechanischen Belastungen

vor, wodurch sich für die boriierten Stahlkomponenten die Kriechverformungsschäden auf ein Minimum beschränken.

Dadurch, dass Aluminium einen im Vergleich zum Edelstahl niedrigeren Schmelzpunkt aufweist, machen sich Kriecheffekte schon ab Temperaturen von ungefähr 100 °C bemerkbar /SIN 11/. Bei ausscheidungsgehärteten Aluminiumlegierungen treten Kriecheffekte erst ab Temperaturen oberhalb von 200 °C auf /SAM 88/. Die Temperaturberechnungen der GRS zeigen, dass Temperaturen von über 200 °C in den ersten 20 Jahren durchaus erreicht werden und Kriechformungsschäden demzufolge wahrscheinlich sind /GRS 21/. Um die minimale Kriechverformung ermitteln zu können, ist zu bestimmen, inwieweit die Tragkorbeinbauten belastet sind, und welche mechanischen Belastungen vorherrschen. Handelt es sich um nichttragende Komponenten, kann angenommen werden, dass keine signifikante Kriechverformung auftritt. Handelt es sich jedoch um Strukturbestandteile, welche für eine Traglast konzipiert sind, ist davon auszugehen, dass die strukturelle Integrität durch Kriechschädigung gefährdet sein kann.

Materialermüdung

Materialermüdung spielt bei Behälterinneneinbauten keine signifikante Rolle, da diese eher einer statischen und keiner zyklischen mechanischen Belastung ausgesetzt sind. Die Brennelementtragekörbe sind einzig zyklischen thermischen Belastungen ausgesetzt, welche während der Beladung und Trocknung am größten sind. Temperaturfluktuationen können dafür sorgen, dass es zu Rissen in den Schweißnähten kommt, da die Materialien unterschiedliche thermische Ausdehnungskoeffizienten besitzen und sich dadurch Spannungen in den Bauteilen aufbauen können. Diese Art von Rissen ist bei experimentellen Versuchen am CASTOR® V21-Behälter am Idaho National Lab festgestellt worden, bei denen in mehreren Hochtemperatur-Zyklen unterschiedliche Füllgase getestet wurden /INE 01/. Da es sich jedoch um Risse an Schweißnähten nichttragender Bauteile handelte, wurden diese als insignifikant eingestuft und so bewertet, dass sie den Prozess der verlängerten Zwischenlagerung nicht gefährden /HAN 12a/. Die in Deutschland zugelassenen Transport- und Lagerbehälter sind für einen Temperaturbereich von -10 °C bis +60 °C genehmigt. Dadurch, dass diese überdacht und belüftet in Zwischenlagern untergebracht sind, spielen die Temperaturfluktuationen zwischen Tages- und Nachtzeit bzw. Sommer- und Winterzeit in Deutschland keine erhebliche Rolle und üben auf die Materialien keinen signifikanten Einfluss aus.

Thermische Alterung

Sind Materialien über einen längeren Zeitraum einer erhöhten Temperatur ausgesetzt, kann es zu unerwünschten Veränderungen der Materialeigenschaften kommen. Erhöhte Temperaturen können zu Veränderungen in der Mikrostruktur führen, was wiederum Auswirkungen auf Materialparameter wie die Dehnbarkeit, Streckgrenze, Bruchzähigkeit etc. hat. Das thermische Altern ist dabei von Faktoren wie Temperatur, Zeit und Materialart abhängig. Bei Edelstahl muss dabei zwischen geschweißten und nicht geschweißten Komponenten unterschieden werden, da die Auswirkungen des thermischen Alterns hier unterschiedlich sind. Bei verschweißten Komponenten können Ferrite über den Effekt der spinodalen Entmischung transformieren und eisen- bzw. chromreiche „alpha-prime“ Phasen bilden. Dieser Effekt tritt jedoch nur in der Wärmeeinflusszone von Schweißverbindungen (Heat Affected Zone (HAZ)) und in Temperaturbereichen von 300 °C bis 400 °C auf /CHA 12/. Da Temperaturen von 300 °C durchaus erreicht werden können, ist davon auszugehen, dass es tatsächlich zu solch einer Phasentransformation der Ferrite kommen kann. Die Ferrite härten aus, und es kommt zu einem Absinken der Dehnbarkeit. Dadurch, dass sich dabei jedoch nur die Materialeigenschaften der ferritischen und nicht der austenitischen Phase ändert, hängt die Materialdegradation durch thermisches Altern stark vom Ferritgehalt in den Schweißnähten ab. /KIM 98/ konnten für Duplex-Stähle einen Ferritgehalt von > 15 % ermitteln, bei dem es zu einer Versprödung kommt. /GAV 96/ erwähnen hierzu, dass Schweißnähte Ferritkonzentrationen von gewöhnlich 4 bis 15 % aufweisen und Versprödungseffekte dementsprechend unwahrscheinlich sind. Nicht verschweißte Komponenten aus austenitischen Edelstahl bilden keine Ferrite aus und sind demzufolge auch nicht von Versprödungseffekten in Folge thermischen Alterns betroffen. In austenitischen nicht verschweißten Bauteilen treten Materialveränderungen erst beim Tempern der Edelstähle bei Temperaturen von mehr als 1000 °C auf. Da solch hohe Temperaturen im Zuge der Zwischenlagerung nicht annähernd erreicht werden, können Materialveränderungen als unbedenklich erachtet werden. Anders ist bspw. der Einfluss thermischer Belastung auf ausgehärteten martensitischen Edelstahl 17-4 PH einzuschätzen. Diese Stahlklasse wird für Teilkomponenten von Behälterinneneinbauten einer Reihe von Transportbehältern amerikanischer Bauart eingesetzt /MAP 19/. Es konnte gezeigt werden, dass es bei Temperaturen von mehr als 243 °C, in verschweißten und nicht verschweißten Komponenten, bereits zu Materialversprödungen kommen kann. Bei Temperaturen von mehr als 316 °C wird der Einsatz von Bauteilen aus 17-4 PH nicht empfohlen.

Anhaltende erhöhte Temperaturen können auch in Aluminiumkomponenten für unerwünschte Materialeigenschaften (bspw. verringerte Dehnbarkeit und Festigkeit) sorgen. Bei Versuchen mit Bauteilen aus Aluminiumlegierungen der 6061-T6-Reihe konnte gezeigt werden, dass bei einer Temperatur von 200 °C die Streckgrenze von 18 MPa nach 1,14 Jahren auf 11,5 MPa

nach einer Zeit von 11,4 Jahren abnimmt. Da in den Behältereinbauten mit Temperaturen von über 200 °C zu rechnen ist, kann also davon ausgegangen werden, dass es zu thermischen Alterungseffekten kommt. Andere ausscheidungsgehärtete Legierungen wie Al-1100 sind vom thermischen Altern und von einem Verlust der Festigkeit nicht weiter betroffen. Sollten diese jedoch in einem kaltverformten Zustand sein, ist auch hier damit zu rechnen, dass die Komponenten tempern und damit an Festigkeit verlieren, was wiederum Einfluss auf die strukturelle Integrität hat /MAC 91/. Da den Autoren keine genauen Informationen dazu vorliegen, welche Aluminiumlegierungen in den CASTOR® MTR2/MTR3-Behältern verbaut sind, ist unter konservativen Annahmen davon auszugehen, dass Materialveränderungen in Aluminiumkomponenten in Folge thermischen Alterns für die Transport und Lagerbehälter signifikant sind.

Strahleninduzierte Versprödung

Effekte der Materialdegradation durch ionisierende Strahlung können sich durch Versprödung bzw. einer verringerten Beständigkeit gegenüber Rissbildung deutlich machen. /WAS 06/ konnten Rissbildungen bei Edelstahlkomponenten beobachten, die einer Neutronenfluenz von 2 bis 5 E+20 n/cm² ausgesetzt waren. Auch in Untersuchungen von /GAM 06/ konnte gezeigt werden, dass Neutronenfluenzen größer als 1 E+20 n/cm² notwendig sind, um die Materialeigenschaften in Edelstählen signifikant zu verändern. Für Aluminiumlegierungen konnte durch /FAR 73/ ermittelt werden, dass es erst ab einer Neutronenfluenz 1 bis 3 E+22 n/cm² zu einer erhöhten Festigkeit und einer Abnahme der Duktilität kommt. Des Weiteren wurden Versuche von /EPR 09/ durchgeführt, in welchen boriierte aluminiumhaltige Schichtstoff-Verbundwerkstoffe in Wasser gelagert und über einen Zeitraum von neun Jahren einem Teilchenfluss von 2,7 E+19 n/cm² thermischen Neutronen, 3,6 E+18 n/cm² schnellen Neutronen und 7 E+09 Gy Gammastrahlung ausgesetzt waren. Auch hier konnten keine Veränderungen bzgl. der Fließgrenze bzw. Bruchfestigkeit festgestellt werden. Die einzigen Materialveränderungen kamen durch Oxidationseffekte in Folge der Nasslagerung zustande. Bei Bauteilen aus reinem Kupfer konnten veränderte Materialeigenschaften bei einer Temperatur von 60 °C und einer Neutronenflussdichte von 1 E+19 n/cm² beobachtet werden /BLE 57/.

Für Transport- und Lagerbehälter in der Trockenlagerung sind Neutronenflussdichten von 1 E+04 bis 1 E+06 n/cm²s⁻¹ typisch /SIN 11/, was nach einem Zeitraum von ungefähr 60 Jahren zu einer akkumulierten Neutronenmenge von 1 E+13 bis 1 E+14 n/cm² führt. Um die Konservativität dieser Angaben zu verifizieren, wurden von der U.S. NRC weitere Berechnungen zur Bestrahlungsintensität für die verlängerte Zwischenlagerung durchgeführt /MAP 19/. Hierfür wurde angenommen, dass die Brennelemente direkt und ohne Abkühlungszeit aus dem operativen Betrieb in die Transport- und Lagerbehälter verbracht und dort für einen Zeitraum von 100 Jahren eingelagert wurden. Darüber hinaus wurde angenommen, dass die Behälter

mit 17x17 DWR-Brennelementen mit einem Abbrand von 70 GWd/Mg SM und einer Anreicherung 4 % beladen wurden. Die Berechnungen ergaben für die Behälterinneneinbauten nach 100 Jahren einen akkumulierte Neutronenfluss von $2,63 \text{ E}+16 \text{ n/cm}^2$. Die von der U.S. NRC durchgeführten Berechnungen ergeben damit höhere Werte als von /SIN 11/ angenommen. Daraus kann geschlussfolgert werden, dass die Gesamtmenge an Neutronen damit, bei den drei in Frage kommenden Materialien (Edelstahl, Aluminium und Kupfer), um mindestens vier Größenordnungen niedriger ist als notwendig, um Veränderungen der Materialeigenschaften hervorzurufen. Dies deutet darauf hin, dass eine strahleninduzierte Materialdegradierung für Behälterinneneinbauten unbedenklich ist und im Zuge der verlängerten Zwischenlagerung keine signifikante Rolle spielt.

Da in den Brennelementtragkörben auch borierte Materialien verbaut sind, ist die Betrachtung des strahleninduzierten Verbrauchs von Bor wichtig. Hierunter versteht man den Verlust von Bor mit seinen neutronenabsorbierenden Eigenschaften in Folge von Neutronenbestrahlung. Der Gesamtanteil von Bor hängt von der Massenkonzentration ab. Geht man von den von /SIN 11/ ermittelten Neutronenflussdichten von $1 \text{ E}+04$ bis $1 \text{ E}+06 \text{ n/cm}^2\text{s}^{-1}$ und einer typischen Konzentration für borierte Stahlplatten ($1 \text{ E}+19$ bis $1 \text{ E}+21 \text{ B-10 Atome/cm}^2$) aus, so ergibt sich ein Borverbrauch von nur 0,0002 bis 0,02 % nach einer Zeit von 60 Jahren. Auch bei konservativen Schätzungen, d. h. einer hohen Neutronenflussdichte und der geringsten anzunehmenden Borkonzentration, kann nach einer Lagerzeit von 60 Jahren davon ausgegangen werden, dass der Verlust von Bor in Folge von Strahlenexposition in der verlängerten Zwischenlagerung vernachlässigbar ist.

3.2.2 Untersuchungen zum Langzeitverhalten von Brennelementtragekörben

Über die Alterungsprozesse der Brennelementtragekörbe ist zum heutigen Zeitpunkt nur wenig bekannt. Die Befunde der Inspektion des Tragkorbs eines CASTOR® V/21 aus dem Jahr 1999, durchgeführt am Idaho National Engineering and Environmental Lab (INEEL), sind die einzig verfügbaren experimentellen Daten anhand derer sich auf den Zustand der Behälterinneneinbauten rückschließen lässt. Der CASTOR® V/21-Behälter wurde 14 Jahre nach seiner Beladung geöffnet und der Behälterinhalt einer allgemeinen Sichtprüfung unterzogen. Das Ziel der Inspektionen war es, mechanische, thermische und radiologische Kenngrößen zu bestimmen und den Zustand des Behälters dementsprechend zu analysieren und zu bewerten. Es wurden die Behälteroberfläche, die Deckelschrauben, die Dichtungen des Deckels, das Behälterinnere, die Brennelementtragekörbe als auch die Brennelemente untersucht. Darüber hinaus wurde der Betonsockel untersucht, auf dem der CASTOR® V/21-Behälter positioniert war. Dadurch, dass der Brennelementtragkorb nicht aus dem CASTOR® V/21-Behälter herausgenommen wurde, konnten die Behälterinneneinbauten nur mit Inspektionskameras

überprüft werden. An Stellen, an denen die Kameras Bilder aufnehmen konnten, wurde die Oberfläche des Tragekorbs auf Korrosion geprüft. Hierbei wurden speziell Schweißnähte und die umliegende wärmebeeinflussende Zone (HAZ), Kontaktstellen von Edelstahl und borierterem Edelstahl bzw. Kontaktstellen von Tragekorb und den Hüllrohren genauer untersucht. Darüber hinaus wurde die Rissausbreitung bzw. das Ausbilden neuer Risse überprüft. Nicht alle Schweißnähte konnten überprüft werden, da die Erreichbarkeit der Kameras nur eingeschränkt war. Es konnten oxidierte Beläge auf der Oberfläche festgestellt werden. Darüber hinaus wurde eine Reihe gerissener Schweißnähte erfasst. Dadurch, dass der CASTOR®-Behälter bei seiner Beladung im Jahr 1985 nicht experimentell überprüft wurde, konnte jedoch abschließend nicht ausgeschlossen werden, dass diese Risse nicht schon zum Zeitpunkt der Beladung entstanden waren. Da im Jahr 1985 zusätzlich zur Beladung auch thermische Belastungsexperimente durchgeführt wurden, für die der Tragekorb nicht ausgelegt war, ist es durchaus möglich, dass die Schweißnähte schon im Vorfeld des Beladeprozesses entstanden sind. Nichtsdestotrotz lieferten die Untersuchungen wertvolle Erkenntnisse bzgl. der Strukturintegrität der Behälterinneneinbauten. Der im Zuge der Untersuchungen festgestellte positive Befund zum Zustand der Inventare und des Behälterkörpers führte dazu, dass die Aufbewahrungsgenehmigung durch die U.S. NRC um weitere 40 Jahre verlängert wurde. Diese Ergebnisse sind jedoch nur bedingt auf die heutige deutsche Situation übertragbar. So hat sich bspw. der durchschnittliche mittlere Abbrand von Brennelementen aus Leistungsreaktoren mittlerweile auf Werte von 45 auf 65 GWd/Mg SM gesteigert. Bei den Brennelementen des CASTOR® V/21-Behälters belief sich der durchschnittliche Wert des Abbrands noch auf 35,7 GWd/Mg SM /KES 13/. Darüber hinaus haben sich bestimmte Einzelkomponenten der Transport- und Lagerbehälter der CASTOR®-Baureihe über die Jahre verändert.

3.3 Bolzen, Schrauben und Anschlagelemente

An den Transport- und Lagerbehältern sind zur Handhabung mit Hebezeugen und Transportfahrzeugen an der Mantelfläche des Behälterkörpers Tragzapfen befestigt. Es befinden sich jeweils zwei gegenüberliegende Tragzapfen, einmal deckel- und bodenseitig. Die Tragzapfen bestehen aus Edelstahl und sind an den Behälterkörper angeschraubt. Die Hebezeuge greifen dabei vorzugsweise an den deckelseitigen Tragzapfen an. Die bodenseitigen Tragzapfen dienen zumeist als Festlager für den Transport bzw. sollen eine Drehung in die horizontale oder vertikale Lage ermöglichen /KER 16/. Hinsichtlich der Alterungsaspekte bei den Anschlagelementen kann es zu Materialdegradierung durch galvanische Korrosion kommen. Dies geschieht, wenn zwei unterschiedliche Metalle mit verschiedenen elektrischen Leitfähigkeiten in Kontakt mit einer Lösung stehen. In /MAP 19/ wird berichtet, dass die Tragzapfen der amerikanischen Transport- und Lagerbehälter der TN-68-Reihe bspw. mit Grafit eingerieben wer-

den. Dadurch, dass Grafit stark kathodisch wirkt, kann von einer starken Wechselwirkung ausgegangen werden. Die galvanische Korrosion ist signifikant, und ein Auftreten korrosiver Vorgänge muss in periodischen Sichtprüfungen abgeschätzt und ausgewertet werden. Außerdem kann es im Zuge von normalen Handhabungen durch Störfälle, wie Anstoßen an Wände bzw. an andere Behälter zu Rissen, Verformungen und zum Verschleiß kommen, was zu einer mangelnden Stabilität führen und einen Behälterabsturz beim Transport zur Folge haben kann. Unabdingbar ist also eine periodische Sichtprüfung, durch welche der Zustand der Tragzapfen untersucht und abgeschätzt werden kann. Die Auslegung als auch die Prüfung der Tragzapfen erfolgt dabei nach den erhöhten Anforderungen der KTA-Regel 3905, welche das Verfahren für Lastanschlagpunkte an Lasten beschreibt /ENB 08/. Im Anhang D der KTA-Verordnung werden die Lastanschlagpunkte nach erhöhten Anforderungen eingestuft, was bedeutet, dass die strukturelle Integrität der Tragzapfen in sich wiederholenden Abständen alle drei bis sechs Jahre zu überprüfen ist.

In den Transport- und Lagerbehältern sind Schrauben aus Edelstahl verbaut, welche von Spannungsrelaxation betroffen sein können. Darunter versteht man einen Vorgang, bei dem sich trotz konstanter Dehnung über Diffusionsvorgänge im Material Spannungen abbauen und Schrauben so ihre Zugspannung verlieren. In /BIC 08/ wird erwähnt, dass der Spannungsabbau in Edelstählen bei Temperaturen von unter 300 °C als vernachlässigbar einzuschätzen ist. Eine Temperatur von 300 °C ist deutlich höher als an den Außenbereichen der Transport- und Lagerbehälter zu erwarten ist. Ein Absinken der Spannung in den aus Edelstahl bestehenden Schrauben ist also als unwahrscheinlich anzunehmen. Der Zustand der Bolzen bzw. Schrauben wird ebenfalls in sich wiederholenden Abständen alle drei bis sechs Jahre untersucht. Hierbei wird u. a. festgestellt, inwieweit es zu Rissen bzw. Verformungen gekommen ist. Außerdem wird die Gängigkeit beweglicher Teile sowie das Anzugsmoment der Schrauben ermittelt. Hierzu wird eine Prüfung der im Kraftfluss liegenden Schrauben und der zugehörigen Muttergewinde mit zusätzlicher Zugbeanspruchung ermittelt. Außerdem wird die Oberflächenrissprüfung aller Schweißnähte, Tragzapfen, Bolzen, Zugstangen und aller anderen im Kraftfluss liegenden Teile ermittelt. Zudem wird eine Belastungsprüfung im montierten Zustand durchgeführt.

Für ein effektives Alterungsmanagement bietet es sich an, die Art und Häufigkeit der betrieblichen und störungsbedingten Einwirkungen auf die Tragzapfen zu erfassen. Bei austauschbaren Komponenten wie bspw. Schrauben, Bolzen und Tragzapfen sind Prüfungen hinsichtlich ihrer Auslegungsgrundlagen und eventueller Änderungen der Materialeigenschaften (z. B. Messungen des Lösemomentes) durchzuführen. Auf Grundlage dieser Daten kann eine rechtzeitige Erkennung und Auswertung von Degradationseffekten erfolgen /KAL 02/. Um im Bedarfsfall Tragzapfen verfügbar zu haben, ist es sinnvoll eine ausreichende Menge an Ersatz-

teilen zur Verfügung zu haben. Dies ist unproblematisch, da für die Fertigung der Tragzapfen keine spezialisierten Methoden in der Herstellung zum Einsatz kommen /GRS 10a/. Eine Übersicht über Anzahl und Verfügbarkeit von Tragzapfen bzw. Montageteilen ist sinnvoll.

3.4 Neutronenmoderatorstäbe

Bei den Transport- und Lagerbehältern muss sichergestellt werden, dass die vorgeschriebenen Strahlungsgrenzwerte eingehalten werden. Zur Abschirmung sind in den Transport- und Lagerbehältern hoch- und ultrahochmolekulargewichtige Polyethylen-Stäbe (PE-Stäbe) verbaut (HMW-PE und UHMW-PE), welche einen hohen Wasserstoffgehalt und einen hohen Kristallinitätsgrad (prozentualer Anteil des kristallisierten Volumens bezogen auf das Gesamtvolumen) aufweisen. Aufgrund des hohen Wasserstoffgehalts weisen die PE-Stäbe sehr gute Moderationseigenschaften gegenüber Neutronen auf /KÖM 19/, /EHE 15/, /KÖM 18/. In den meisten der in Deutschland eingesetzten Transport- und Lagerbehältern werden UHMW-PE-Stäbe in axialen Bohrungen der Behälterwand sowie UHMW-PE-Platten in den Deckel- und Bodenbereich zur Neutronenmoderation eingebracht /KRI 04/. In Abb. 3.3 ist beispielhaft ein CASTOR® HAW28M-Behälter mit Moderatorstäben dargestellt. Die PE-Stäbe sind in zwei konzentrischen Kreisen versetzt angeordnet, um eine vollständige und durchgehende Abdeckung zu erreichen. International werden unterschiedliche Materialien zur Neutronenmoderation und -abschirmung verwendet. So ist auch Beton trotz seines, im Verhältnis zu Polyethylen, niedrigeren Wasserstoffgehalts ein weit verbreitetes Abschirmmaterial /IAE 19b/. Andere Materialien, die eingesetzt werden, sind bspw. Verbundstoffe aus duroplastischen Harzen bzw. aus mineralischen Füllstoffen /ABA 04/.

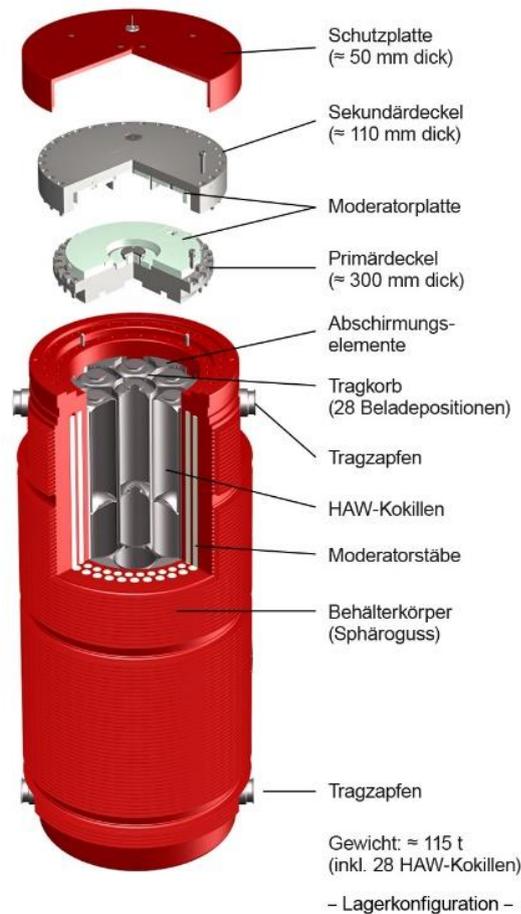


Abb. 3.3 Explosionsdarstellung eines CASTOR® HAW28M mit Moderatorplatten und -stäben aus Polyethylen /BGZ 21/

Zur Aufrechterhaltung der notwendigen Moderationsfähigkeit für die sichere Lagerung und den nachfolgenden Transport muss ein ausreichend hoher Wasserstoffanteil sichergestellt werden. Im Fall der Transport- und Lagerbehälter stellen die Aktivität des Inventars und die sich daraus ergebende Nachzerfallswärme die hauptsächlichen Ursachen für die Materialalterung und Degradation, im speziellen den Wasserstoffverlust, dar. Mit Blick auf das Langzeitverhalten wirkt die Abnahme der Aktivität in positiver Weise, da auch eine geringere Moderationswirkung als zu Beginn der Lagerung ausreichend ist. Bei UHMW-PE beschränken sich internationale Untersuchungen in Bezug auf die Langzeiteigenschaften unter Gamma-Bestrahlung hauptsächlich auf medizinische Anwendungen. Für diese werden anwendungsbegründet deutlich niedrigere, kurzzeitige Gamma-Bestrahlungen (bis 60 kGy) und niedrigere thermischen Langzeitbelastungen betrachtet. Es existieren zudem deutlich mehr experimentelle Daten über kurzzeitige hohe thermische Belastungen bei Ereignissen wie z. B. Unfallszenarien, welche die Auslegungsspezifikationen erreichen, als Daten über längerfristige thermische Belastungen in niedrigeren Bereichen, wie sie durch die Zerfallswärme bei einer Langzeitlagerung auftreten /IAE 19b/, /KÖM 19/. Zur Bewertung der Langzeiteignung von UHMW-PE als

Neutronenmoderator ist eine genaue Kenntnis der Änderungen im Material nötig, besonders im Hinblick auf Wasserstofffreisetzung, Vernetzungen im Material und das mechanische Verhalten /EHE 15/, /WOL 19/. Durch die Einwirkung von Gamma-Strahlung auf PE-Materialien kommt es zu Kettenspaltungen und darauffolgende Reaktionen von Radikalen mit molekularen Fragmenten. Dies führt zu Quervernetzungen, welche die mechanischen Langzeiteigenschaften des Materials verbessern /AAR 21/. Zudem kommt es zur Rekristallisation und Entstehung von Fragmenten mit niedrigen molekularen Gewichten. Kettenspaltungen treten hauptsächlich in amorphen Bereichen und nicht-kristallinen Oberflächen auf und führen zu kürzeren Polymerketten und erhöhter Mobilität, wodurch Kristallwachstum begünstigt wird /KÖM 18/, /WOL 19/. Durch Gamma-Bestrahlung von UHMW-PE von 300 kGy konnte eine Vergrößerung der Kristallgrößen um 35 % im Vergleich zu unbestrahltem Material beobachtet werden /AAR 21/. Mit der Spaltung von C-H-Verbindungen kommt es zudem zu Wasserstofffreisetzungen /KÖM 17/.

Zur Einschätzung des Einflusses der Eigenschaftsänderungen auf die Fähigkeit zur Neutronenmoderation in den Behältern wurden Polyethylenproben nach Bestrahlung mit einer Co-60-Gammaquelle bei Dosen von bis zu 600 kGy untersucht und mit unbestrahlten Proben verglichen. Weitere Untersuchungen wurden an thermisch gealterten Proben durchgeführt. Mittels unterschiedlicher Methoden wie z. B. der Dynamisch-Mechanischen-Analyse oder der FTIR-Spektroskopie wurden Materialcharakterisierungen durchgeführt. Mit einer steigenden Gammastrahlung konnte ein Anstieg der Schmelztemperatur ermittelt werden. Bei einer darauffolgenden zweiten Messung wurde durch die zwischenzeitliche Abkühlung und erneute Erwärmung der Probe eine Reduzierung der Schmelztemperatur ermittelt. Es konnte festgestellt werden, dass der gestiegene Grad an Kristallinität durch Gamma-Bestrahlung sowie durch Abkühlung und Wiedererhitzen reduziert werden konnte. Das Absenken der Schmelztemperatur und des Kristallinitätsgrades bei der zweiten Erwärmung kann durch die, durch Gamma-Strahlung entstandenen, Vernetzungen begründet werden /WOL 19/, /EHE 15/.

Da Polyethylen im Behälter nahezu unter Luftausschluss der Strahlungsbelastung ausgesetzt ist und eine autokatalytische Oxidation demzufolge nicht zu erwarten ist, kann davon ausgegangen werden, dass die Vernetzungsbildung der hauptsächlich ablaufende Prozess ist. Es zeigen sich hierbei bereits Plateaus im Bereich von 100 bis 150 kGy. Beim Einsatz in Transport- und Lagerbehältern mit einer deutlich höherer Gamma-Dosis kann von einer vollständigen Vernetzung des Polyethylens ausgegangen werden /KÖM 19/.

Die Änderungen mechanischer Materialeigenschaften von PE-Proben können durch eine Dynamisch-Mechanische-Analyse (DMA) ermittelt werden. Es konnte gezeigt werden, dass die Bestrahlung zu einer mechanisch wirksamen Verkettung führt. Die Verkettungen von un-

bestrahlten Proben lagen überwiegend als physikalische Vernetzungen (in Form von Kettenverschlaufungen) vor, die bestrahlten Proben wiesen vor allem chemische Verkettungen auf. Während die Ausbildung von mechanisch wirksamen Verkettungen für HMW-PE bei allen Bestrahlungsdosen ermittelt wurde, kam es bei UHMW-PE erst bei Bestrahlungen über 200 kGy zu einer Verbesserung der mechanischen Eigenschaften /WOL 19/, /EHE 15/. Ein weiteres Mittel zur Untersuchung von Eigenschaftsänderungen ist die FTIR-Spektroskopie, mit der sich Spitzen in Absorptionsbändern darstellen lassen, die auf die Existenz von Verkettungen und Oxidationen im Polyethylen hinweisen können. Unbestrahlte Proben wiesen keine Spitzen in den betreffenden Absorptionsbändern auf. Für HMW-PE konnten ab einer Gamma-Dosis von 50 kGy C=O Doppelbindungen festgestellt werden. Die Doppelbindungen und Vernetzungen wurden mit steigenden Bestrahlungsdosen zahlreicher und deuten auf eine Oxidation der Probe hin. Diese Materialveränderungen sind besonders für die Funktion als Neutronenmoderator relevant, da sie mit einer Reduktion des Wasserstoffgehalts einhergehen. Im Vergleich zur hohen Wasserstoffdichte im Ausgangsmaterial ist die mit den Materialänderungen in Verbindung gebrachte Wasserstoffabnahme jedoch gering und stellt vermutlich keine signifikante Funktionseinschränkung dar. Eine ebenfalls relevante aber vermutlich nicht kritische Strukturänderung stellt das Schrumpfen der Moderatorstäbe aufgrund von Vernetzungen und Rekristallisation dar, da hierdurch Lücken in der Abschirmung entstehen können. Die in den Versuchen ermittelte Schrumpfung ist jedoch gering und kann vernachlässigt werden. Mit höheren Gammastrahlungsleistungen wurden für beide Polyethylene steigende Dichten ermittelt. Dies wirkt sich positiv auf die Neutronenabschirmfunktion aus /EHE 15/. Ein weiterer positiver Effekt des Anstiegs der Vernetzungen im Material ist die Verminderung der Kriechfähigkeit, wodurch die Form der PE-Stäbe weniger beeinflusst wird. Lediglich bei Unfallszenarien mit hohen thermischen Lasten wäre die Reduzierung der Kriechfähigkeit als negative Auswirkung anzusehen, da das Polyethylen in diesem Fall schlechter in freie Räume fließt. Nach Einschätzung von /KÖM 18/ stellen die beobachteten Effekte keine signifikante Einschränkung in der Funktion der Moderatorstäbe dar /KÖM 18/, /WOL 19/. Auch durch die über die verlängerte Zwischenlagerung sinkende Strahlenbelastung des Inventars sowie durch die begrenzte Sauerstoffverfügbarkeit im Behälter werden keine signifikante Einschränkungen der Abschirmleistung erwartet /KÖM 17/.

Durch den Einschluss von PE-Proben in Glasampullen konnte die tatsächlich freigesetzte Menge an Wasserstoff infolge von Bestrahlung bei verschiedenen Temperaturen untersucht werden. Hieraus kann ein G-Wert bestimmt werden, der die freigesetzten Wasserstoffmoleküle pro 100 eV angibt und als Maß für die Wasserstofffreisetzung herangezogen werden kann (vgl. Tab. 3.1) /KÖM 19/. Es zeigt sich, dass sowohl Temperatur als auch Dosisrate einen Einfluss auf die Wasserstofffreisetzung haben und vor allem die synergetischen Effekte von Bestrahlung und erhöhter Temperatur relevant sind. Die Untersuchungen zeigten weiterhin einen

Anstieg der Dichte von UHMW-PE mit höheren Gamma-Dosen. Dies ist bei HMW-PE nicht der Fall, es konnte jedoch ein Anstieg der Dichte bei 125 °C gezeigt werden /KÖM 19/.

Tab. 3.1 Berechnete G-Werte in H₂ Moleküle/100 eV für bei zwei Temperaturen und mit zwei Dosisraten bestrahltes Polyethylen /KÖM 19/

	Dosisrate: 100 Gy/h		Dosisrate 1 kGy/h	
	22 °C	125 °C	22 °C	125 °C
UHMW-PE	4,1	4,6	4,4	7,1
HMW-PE	3,5	4,6	3,6	6,9

Die PE-Stäbe in den Transport- und Lagerbehältern sind in Bohrlöchern eingebracht und werden mit Federn an der korrekten Position gehalten. Durch diesen Aufbau sind die Stäbe dauerhaft mechanischen Belastungen bei gleichzeitig vorliegenden erhöhten Temperaturen ausgesetzt. Aus diesem Grund ist das Kriechverhalten für das Langzeitverhalten relevant. In /KRI 04/ wurden Proben bei 160 °C über 4.500 h unterschiedlichen Lasten ausgesetzt, um Vergleichswerte für die Auslegung der verwendeten Federn zu schaffen. Aus den experimentell ermittelten Kriechdaten wurden die Kriechverformungen für eine Zeit von 40 Jahren extrapoliert. Diese lagen für einen Druck von 0,05 MPa bei 2,7 % und für 0,15 MPa bei 12,1 %. Die Kriechdeformation muss dementsprechend bei der Auslegung der Moderatorstäbe und Federn berücksichtigt werden. Dies war bei der Behälterkonstruktion der Fall, wobei lediglich Temperaturen bis 130 °C berücksichtigt wurden.

Es wurde zudem die Wasserstofffreisetzung unter erhöhten Temperaturen von 170 °C über bis zu 3.000 h untersucht. Hierbei wurde kein Einfluss des Zeitraums der Temperatureinwirkung festgestellt und die freigesetzte Wasserstoffmenge entsprach lediglich 0,00026 % des theoretisch verfügbaren Volumens, was in Bezug auf die Auswirkungen auf die Moderationsfunktion als vernachlässigbar klein anzusehen ist. Weiterhin wurden von /KRI 04/ die Wasserstoffkonzentrationen von mechanisch und thermisch belasteten Proben unter verschiedenen Atmosphären mittels DSC (Differential Scanning Calorimetry) untersucht. Die Reduktion der Wasserstoffkonzentration unter den im Behälter vorliegenden mechanischen Lasten und bei Temperaturen von 160 °C lag bei maximal 0,51 %. Die Reduktion der Wasserstoffkonzentration im Moderator material kann als vernachlässigbar klein im Hinblick auf die Moderatorfunktion bewertet werden.

Der Herstellungsprozess der PE-Stangen bedingt eine Richtungsabhängigkeit im Material, die je nach Achse zu unterschiedlichen thermischen Ausdehnungskoeffizienten führt. Dies ist darin begründet, dass das Ausgangsgranulat in Platten gepresst und unter Last abgekühlt wird.

Die hierbei eingebrachten Eigenspannungen bleiben auch nach Zersägen und Drehen in den gefertigten Stangen bestehen. Die ursprüngliche Pressrichtung liegt senkrecht zur Längsachse der Zylinder, und es kann durch die Nachzerfallswärme des Inventars zu einer Ovalisierung der PE-Stangen kommen /KÖM 19/.

3.5 GAP-Analyse

Die Alterung von Metalldichtungen in Transport- und Lagerbehältern wird weltweit von mehreren Akteuren teils detailliert untersucht. In Deutschland ist hier die BAM zu nennen. Weitere relevante Forschung wird vor allem in Frankreich (CEA) und Japan (CRIEPI) betrieben. Die im Doppeldeckeldichtsystem eingesetzten Metaldichtungen 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 verwendeten Materialien, Aluminium und Silber, zeigen bei den vorliegenden Temperaturen Kriechverformungen, die dazu führen, dass nach der Reduktion der Dicke der Ummantelung 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 Auswertung 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. Des Weiteren ist eine Einordnung der experimentell bzw. rechnerisch vorhergesagten Werte bezüglich kritischer Leckageraten und Deckelentlastungen durchzuführen. Nur mit bekannten Entlastungswegen des Deckels bei möglichen Unfallszenarien kann anhand der verbleibenden Rückstellkraft und nutzbaren Rückstellung auch die Funktionsfähigkeit der Dichtung eingeordnet werden. Auch hier kann 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 verursachte 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.

Für die Brennelementtragekörbe als Teil der Behälterinneneinbauten müssen als Alterungsmechanismen Korrosion und Kriechen sowie mechanische, thermische und strahleninduzierte Alterung betrachtet werden. Abhängig von den nach Behälterttyp verwendeten Materialien Edelstahl, Aluminium oder Kupfer wird die Korrosion der Tragekörbe unterschiedlich signifikant eingeschätzt, und unterschiedliche Mechanismen sind relevant. 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 vorliegenden 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 Aluminiumtragekörbe 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 auch hier vermutlich gering. Auch die 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 12b/ 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 jedoch nicht nur Korrosionseffekte, sondern wirkt auch als Neutronenmoderator, was wiederum Auswirkungen auf die Kritikalitätssicherheit hat. /AHN 13/ zufolge kann bei konservativen Annahmen in Holtec HI-STAR Transport- und Lagerbehälter mit einer Wassermenge von 1 l gerechnet werden, was eine Füllmenge von ungefähr 0,05 % ausmacht. Aufgrund dieser geringen Werte 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 geschlossen werden können. Gerade die hohen Ortsdosisleistungen stellen für experimentelle Untersuchungen hohe Herausforderungen, nicht nur in technischer, sondern vor allem auch in finanzieller sowie in 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/.

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. Die 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 Langzeitfolgen der Korrosion auch hier 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.

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 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 über 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 hoch- bzw. ultrahochmolekularem 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.

Tab. 3.2 Zusammenfassung und Bewertung der Degradationsmechanismen, welche die Strukturintegrität von Behälterkomponenten während der verlängerten Zwischenlagerung beeinflussen

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		
Brennelementtragekorb	Korrosion	Gering
	Kriechen	Mittel
	Materialermüdung	Gering
	Thermische Alterung	Mittel
	Strahleninduzierte Alterung	Gering
Neutronenmoderatorstäbe		
UHMW-PE	Wasserstoffverlust	Mittel
	Thermische/Strahlungsinduzierte Alterung	Mittel
Anschlagelemente		
Schrauben	Thermische Alterung/Spannungsrelaxation	Gering
Tragzapfen	Korrosion	Gering

4 Stand von Wissenschaft und Technik in der Untersuchung mechanischer Behälterbelastungen unter normalen Transportbedingungen

Um die Auswirkungen mechanischer Belastungen von Brennelementen durch Vibrationen und Stößen unter normalen Transportbedingungen zu untersuchen, wurde im Jahr 2017 ein umfangreiches Versuchsprogramm in einer Kooperation von US-amerikanischen, spanischen und koreanischen Forschungseinrichtungen gestartet. Hierfür wurde ein ENUN 32P Transport- und Lagerbehälter mit drei 17x17 DWR-Ersatzbrennelementen, die keinen Brennstoff enthielten, und 29 Dummy-Brennelementen aus Beton beladen. Die Messtechnik in Form von Beschleunigungssensoren und Dehnungsmessstreifen wurde an Brennelementen, Tragkorb, Außenbehälter, Traggerüst und Transportplattform befestigt. Es wurden 13 Beschleunigungssensoren und 37 Dehnungsmessstreifen an den Brennelementen, sechs Beschleunigungssensoren am Tragkorb und 21 Beschleunigungssensoren an Transportplattform, Behälter, und Traggerüst installiert. Um die Messungen durchführen zu können, wurden ein Testdeckel und Ersatzstoßdämpfer verwendet, die die gleiche Gesamtmasse wie die Realkomponenten besitzen. Beschleunigungs- wie auch Dehnungsmessungen wurden dabei während des Straßen-, See- und Schienentransports sowie bei Behälterhandhabungen durchgängig gemessen und aufgezeichnet. Insgesamt wurden in 54 Tagen 13.679 km zurückgelegt. Die ersten Messungen wurden während der Behälterhandhabungen und der Platzierung auf dem Transportsystem auf dem ENSA-Gelände durchgeführt. Darauf folgte ein Straßentransport mittels eines Schwerlasttrailers in Nordspanien, bei dem 394 km auf öffentlichen Straßen zurückgelegt wurden. Anschließend erfolgte ein küstennaher Seetransport für 1.495 km auf einem kleinen Schiff von Santander nach Seebrügge und daraufhin ein transatlantischer Seetransport über 6.904 km von Seebrügge nach Baltimore auf einem größeren Schiff. Der Schienentransport fand in den USA statt. Hierzu wurde der Behälter per Zug von Baltimore zum Transportation Technology Center (TTCI) in der Nähe von Pueblo in Colorado und zurück transportiert. Am TTCI-Testzentrum wurden mehrere kürzere Tests durchgeführt.

Bei den Handhabungen des Behälters mit einem Kran wurden mehrere Operateure eingesetzt, die in unterschiedlichen Manövern ein Verfahren oder Absetzen des Transport- und Lagerbehälters durchführten. Die höchsten Beschleunigungen der Brennelemente, die dabei gemessen werden konnten, erreichten im Maximum bis zu 8 g bzw. eine Dehnung von 40 mm/m. Während des Straßentransports konnten insgesamt 36 stoßartige Einzelereignisse festgestellt werden, der Hauptteil davon verursacht durch Hindernisse wie Brücken, Fußgängerübergänge und Straßenschäden. Die maximale Beschleunigung an einem Brennelement während des Straßentransports betrug 0,52 g, die maximale Dehnung 15,6 mm/m. Die Belastungen, die bei

den Schifftransporten gemessen wurden, waren mit 0,12 g bzw. 3,15 mm/m deutlich niedriger als bei den anderen Transportarten.

Während des Schienentransports in den USA wurden eine Reihe von Einzelereignissen erfasst, die mit Hilfe der ebenfalls aufgezeichneten GPS-Daten hauptsächlich Weichen und Bahnübergängen zugeordnet werden konnten. An einer Weiche wurden eine Beschleunigung von 0,95 g und eine Dehnung von 20,7 mm/m am Ersatzbrennelement gemessen. Das Überfahren eines Bahnübergangs führte zu einer Dehnung von 35,8 mm/m und einer Beschleunigung von 0,66 g. Die höchsten Belastungen beim Zugtransport wurden jedoch auf dem TTCl beobachtet. Die hier durchgeführten kurzen Tests wurden auf speziellen Schienenabschnitten mit bekannten Parametern durchgeführt, welche die durch reale Schienenabschnitte verursachten Beanspruchungen nachstellen sollten. Die maximalen Dehnungen, die während dieser Versuche am Ersatzbrennelement gemessen wurden, sind in Abb. 4.1 dargestellt. Vergleichend dazu sind die maximalen Dehnungen der anderen Transportarten dargestellt.

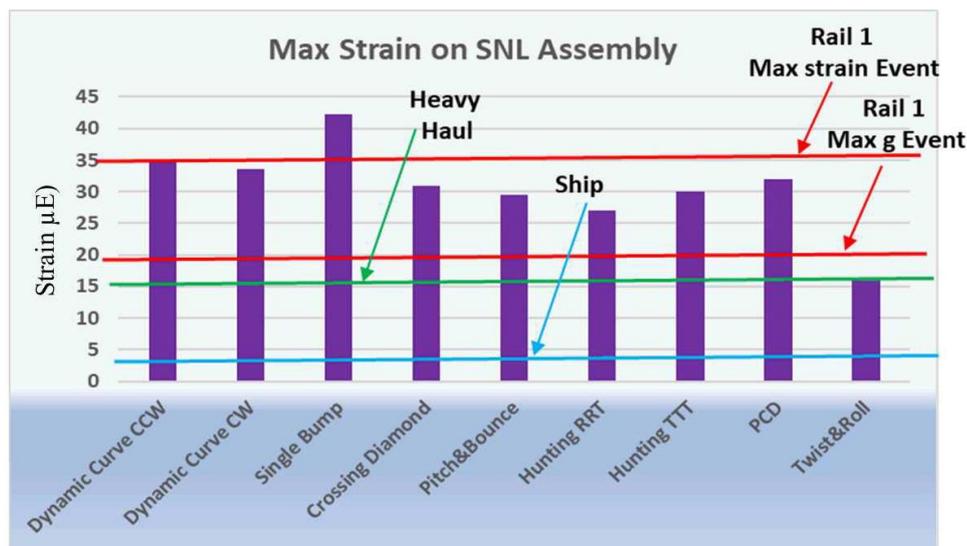


Abb. 4.1 Maximale Dehnungen am Ersatzbrennelement in den Tests am TTCl im Vergleich mit den maximalen Dehnungen bei anderen Transportarten /KAL 19/

Beim Seetransport, Straßentransport und dem normalem Schienentransport waren die gemessenen Beschleunigungen und Spannungen im Vergleich zu den Behälterhandhabungen vergleichsweise gering. Die an den Brennelementen gemessenen Dehnungen lagen deutlich unterhalb der Streckgrenze. Die Daten aus den Messreihen lieferten wichtige Erkenntnisse auf die lokalen Belastungszustände im Inneren der Transport- und Lagerbehälter (Brennelement-tragkorb, Brennelement etc.) /KAL 19/. Vorhergehende Messungen hatten stets nur das Äußere der Container betrachtet.

Außerdem konnten die Messdaten, die aus den Transportversuchen ermittelt werden konnten, in erste Simulationsrechnungen, die am PNNL durchgeführt wurden, implementiert werden. Hierfür wurden strukturdynamische Analysen durchgeführt, die die Auswirkungen der mechanischen Schwingungen und Stöße auf transportierte bestrahlte Brennelemente untersuchen. Die Arbeiten zur Modellierung von /KLY 19/, /KLY 20/, die im Folgenden dargestellt werden, beschränken sich dabei auf den Schienentransport mit einem speziell für Brennelementtransporte konstruierten Schienenfahrzeug.

In der Analyse wurde zuerst das System bestehend aus Behälter und Behälteraufnahme durch ein Feder-Dämpfer-Schwingungssystem mit einem Freiheitsgrad simuliert. Unbekannte Werte für die Parameter Steifigkeit, Masse und Dämpfung wurden mittels eines Frequenz-Sweeps ermittelt, der Schwingungen an den Einleitungspunkten und dem daraus erhaltenen Antwortspektrum erfasst. Das Schienenfahrzeug wurde mittels der Software NUCARS modelliert, um die weitergeleiteten Beschleunigungen bei verschiedenen Geschwindigkeiten und Schienenzuständen zu simulieren. Das Modell ist ein 3D-Finite-Elemente-Modell, das besonders detailliert Räder, Wagen und Fahrwerk simuliert. Aus dem Modell konnten zusammen mit den Messdaten aus der MMTT-Versuchsreihe die Beschleunigung und Dehnung des Transport- und Lagerbehälters unter normalen Transportbedingungen ermittelt werden. Die abgeleiteten Beschleunigungsdaten wurden als Eingangswerte für ein in LS-DYNA generiertes Brennstabmodell verwendet. Der Brennstab wurde dafür mit Hilfe von Balkenelementen simuliert. Das Kontaktverhalten des Brennstabs mit den Abstandshaltern wurde über Federn modelliert, auf die die Behälterbeschleunigungen übertragen wurden. Aus den Ergebnissen der Berechnungen konnten bspw. die Hüllrohrdehnung, Dehnungsenergie und Durchbiegung ermittelt werden. Des Weiteren konnte eine Ermüdungsanalyse des Brennstabs durchgeführt werden. Dabei wurden Einzelereignisse in Zusammenhang mit den nach den Transporttests erwarteten Auftretshäufigkeiten ausgewählt und die daraus entstehenden Belastungen in eine Ermüdungsanalyse eingebracht. Mit einer sog. Rainflow-Zählung wurde die Anzahl und Amplitude der Dehnungszyklen eines Einzelereignisses ermittelt und mittels der Miner-Regel der akkumulierte Ermüdungsschaden ermittelt. Die aus der Ermüdungsanalyse ermittelten Schädigungen an verschiedenen Komponenten der Transport- und Lagerbehälter lassen den Schluss zu, dass ein Ausfall des Hüllrohrs durch Ermüdung in der Praxis nicht zu erwarten ist.

Auch durch das Korea Atomic Energy Research Institute wurde ein Untersuchungsprogramm durchgeführt, welches die mechanischen Belastungen eines Brennelements in einem Transport- und Lagerbehälter unter normalen Transportbedingungen ermittelt /LIM 22/. Hierfür wurden die mechanischen Belastungen in einem KORAD-21-Behälter bei Straßentransporten ermittelt. Der KORAD-21-Behälter war dafür mit 19 Dummy-Brennelementen, und zwei DWR-Austauschbrennelementen bestückt. Das Gesamtgewicht des Behälters mit allen Einbauten

entsprach dabei dem Originalgewicht eines Transport- und Lagerbehälters. Das Fahrprofil umfasste Bodenwellen, Fahrspurwechsel, Bremsen, Hindernisumfahrungen und Kreisfahrten. Zudem wurden Behälterhandhabungen in Form von Be- und Entladevorgängen mit einem Kran durchgeführt, bei denen auch unüblich hohe Kranbeschleunigungen durchgeführt wurden. Durch die an unterschiedlichen Stellen angebrachten Sensoren wurde das Dämpfungs- und Verstärkungsverhalten im Lastübertragungspfad untersucht. Hierbei zeigte sich, dass eine Dämpfung beim Übergang vom Anhänger zum Behälter vorlag (Faktor 10), jedoch eine Verstärkung der Vibrationen im Vergleich von Behälter zu den Brennelementen gemessen wurde (Faktor 3). In vorangegangenen Untersuchungen von z. B. SNL wurde angenommen, dass es zu einer Abminderung von Stößen und Vibrationen innerhalb des Behälters kommt, weshalb die Messsensoren vor allem an der Verbindung zwischen Anhänger und Behälter positioniert wurden. Auf Basis der Versuchsergebnisse wurde ein hypothetisches Transportszenario erstellt, mit dem die Ermüdung bzw. Schädigung der Brennelemente berechnet wurde. Das Szenario geht von einer Beladung, einem Transportweg von ca. 540 km und einer darauffolgenden Entladung aus. Die Ergebnisse konnten aufzeigen, dass bei den berechneten Szenarien, die am Brennelement entstandenen Schäden vernachlässigbar klein waren. Nach den Straßentests wurde im Jahr 2021 auch ein Transport per Schiff durchgeführt, bei dem die Belastungen durch die Beladung, Schiffsvibrationen und Seegang auf einer Strecke von ca. 2.200 km ermittelt wurden. Eine Auswertung dieser Tests soll noch durchgeführt werden. Die aus den Belastungstests auf der Straße und dem Schiff erfassten Daten sollen für Versuche an Schwingtischen und für die Validierung von FEM-Modellen verwendet werden /LIM 22/.

Erste analytische Simulationen der Versuche wurden mittels eines Mehrkörpermodells durchgeführt, um die Vibrationen und Stöße der Brennelemente zu simulieren. Hierzu wurden zwei verschiedene Szenarios untersucht. Zum einen die Belastungen in Folge des Fahrens über eine Rüttelschwelle bei einer Geschwindigkeit von 5 km/h und zum anderen die Belastungen in Folge einer Hindernisumfahrung bei 30 km/h.

Es wurde ein Mehrkörpermodell des 10-achsigen Trailers mit Hilfe eines 6-Achlers und eines 4-Achlers simuliert. Das Feder-Dämpfer-Modell umfasst 20 Dämpfersysteme und ist in Abb. 4.2 dargestellt.

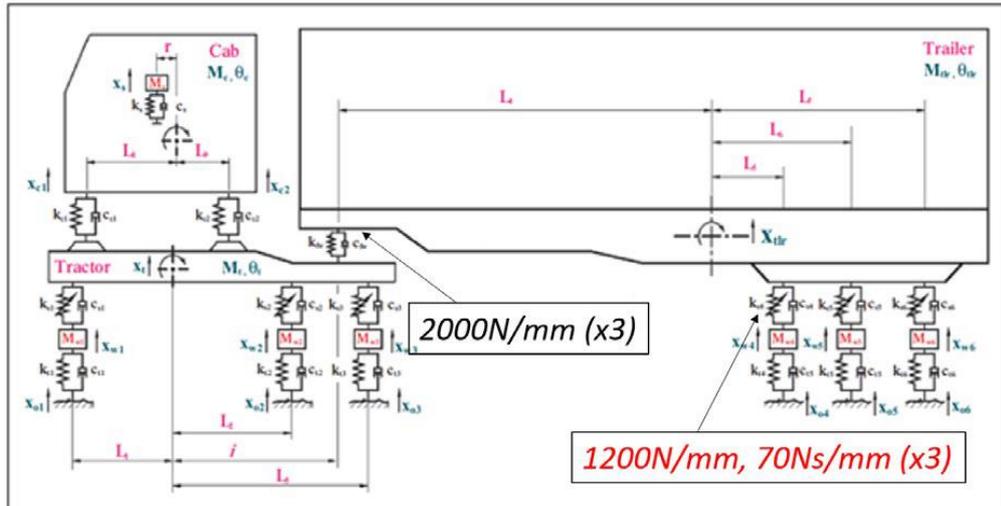


Abb. 4.2 Beschreibung des Anhängers mittels Feder-Dämpfer-System /JEI 22/

Des Weiteren wurde ein Mehrkörpermodell eines Systems aus Behälter und Behälteraufnahmeeinrichtung erstellt. Die verwendeten Massen, Federsteifigkeiten, Dämpfungskonstanten sowie Eigenfrequenzen sind in Abb. 4.3 dargestellt.

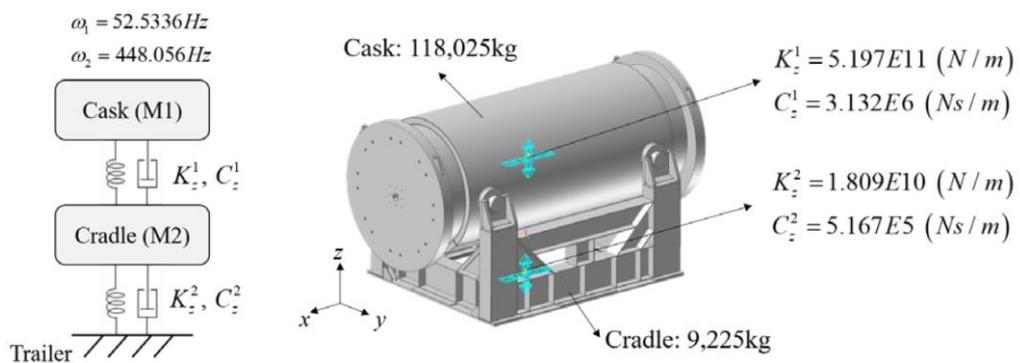


Abb. 4.3 Vereinfachtes Mehrkörpermodell des Systems aus Behälter und Behälteraufnahmeeinrichtung mit zwei Freiheitsgraden /JEI 22/

Das Modell wurde verwendet, um die experimentell ermittelten Daten nachbilden zu können. In Abb. 4.4 ist beispielhaft das Ergebnis für die Überfahrt einer Rüttelschwelle in Form der Beschleunigung in drei Richtungen als Zeitsignal und bezüglich der Frequenzen dargestellt. Besonders die Frequenzdarstellung verdeutlicht, dass das Modell die tatsächlichen Daten noch nicht optimal darstellen kann. Der Fehler der RMS-Werte für die simulierten Beschleunigungen lag im Mittel bei ca. 30 %. Aus diesem Grund wird weiter an einer Optimierung des Modells gearbeitet /JEI 22/.

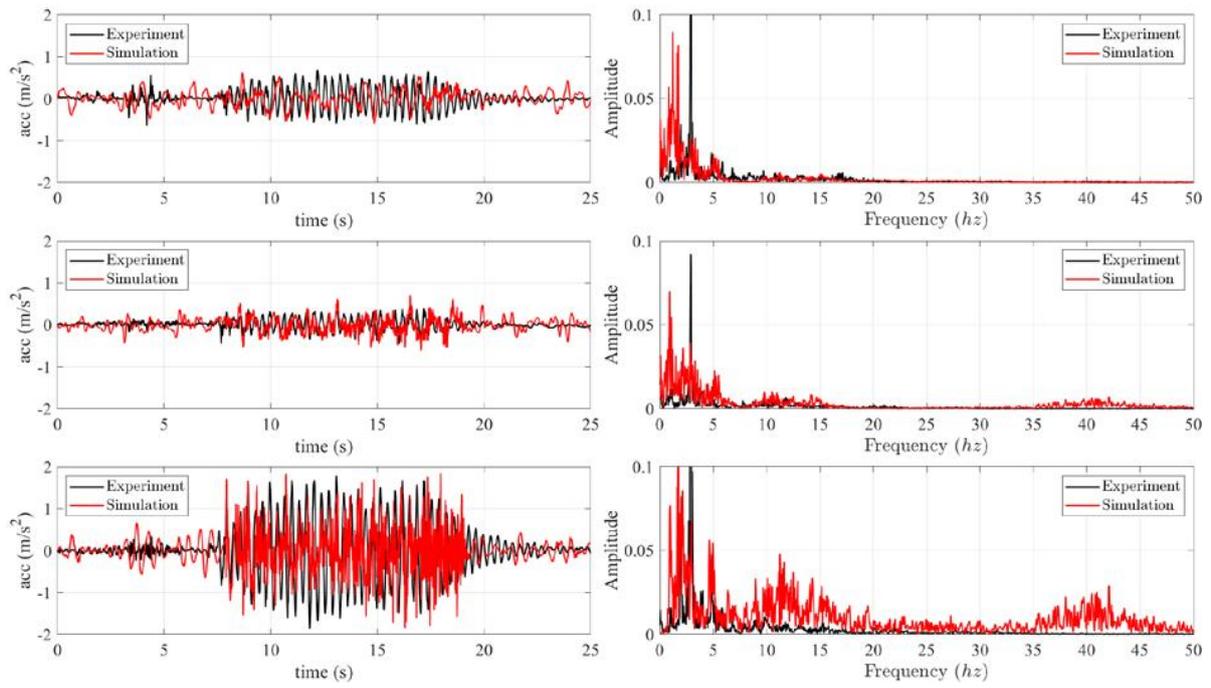


Abb. 4.4 Experimentelle und simulierte Beschleunigungsdaten des Behälters bei Überfahrt einer Rüttelschwelle /JEI 22/

5 Untersuchung der Transportbehälterbeladung im Zusammenhang mit der Oberflächendosisleistung

In deutschen Reaktoren wurden neben Urandioxidbrennstoffen auch Mischoxidbrennelemente (MOX) eingesetzt. MOX-Brennelemente verfügen gegenüber UO_2 -Brennelementen über eine deutlich höhere Aktivität, Neutronenquellstärke und Nachzerfallsleistung. Seit 2012 wurden Inventarerweiterungen hinsichtlich der Beladung der Behälter des Typs CASTOR® V/19 mit MOX-Brennelementen genehmigt. Dabei ist jetzt die Einlagerung von bis zu sechs MOX-Brennelementen statt bisher vier MOX-Brennelementen zulässig.

Für die nachfolgenden Untersuchungen zur Dosisleistung wird die homogene Beladung des Behälters, d. h. die Beladung nur mit Urandioxid-Brennelementen als Standardfall festgelegt. Es wurden die Auswirkungen der in den letzten Jahren genehmigten Inventarerweiterungen der Lagerbehälter des Typs CASTOR® V/19 bezüglich der maximalen Beladung mit MOX-Brennelementen untersucht und die Möglichkeiten einer Identifikation anhand des Strahlenfeldes evaluiert. Den Berechnungen liegt ein generischer Transport- und Lagerbehälter zu Grunde. Folgende Aufgaben sind damit verbunden:

- Eine Einlagerungskonfiguration wird zusammengestellt. Dazu werden UO_2 - und MOX-Brennelemente mit entsprechenden Abbränden berechnet und die Entwicklung der davon ausgehenden Quellterme betrachtet. Es werden nuklidspezifische Eigenschaften untersucht. Die Abbrände werden mit dem GRS-Abbrandprogramm OREST berechnet. Aus den Abbrandrechnungen werden die Neutronen- und Gammaquellterme für spezifizierte Abklingzeiten für drei Zeitpunkte ermittelt. Der zeitliche Entwicklungsrahmen entspricht der Einlagerungssituation nach 40 Jahren für die momentane Lagergenehmigung und 100 Jahre als Rahmen für eine erweiterte Lagerung.
- Aus den Ergebnissen der Abbrandrechnungen werden die Quellterme als Eingangsgröße für die Abschirmungsrechnungen erstellt. Der Vergleich der Quellterme soll zeigen, ob es notwendig wird, das gesamte Strahlenfeld zu betrachten, oder ob Teilaussagen zur Identifikation der Behälterbeladung ausreichen.
- Für die Untersuchung des Strahlenfeldes wird ein generisches CASTOR®-Modell samt Inventar für ein Monte-Carlo-Programm (MCNP) erstellt /WER 17/. Ziel ist es, konkrete Auswirkungen der Beladeszenarien auf die Dosisleistung außerhalb des Behälters festzustellen. Die Unterschiede werden verglichen und quantifiziert. Die Beladeszenarien umfassen eine homogene Behälterbeladung und Belegungsvarianten mit vier und sechs MOX-Brennelementen. Wie in der Abb. 5.1 dargestellt, können die Positionen 13, 15 bis 19 mit

MOX-Brennelementen belegt werden. Die Positionen 1 bis 12 sowie 14 sind für Urandi-oxid-Brennelemente bestimmt.

- Der Abbrand wird axial als homogen über das Brennelement angenommen. Mit MCNP-Rechnungen werden die Oberflächendosisleistung am Behälter ermittelt. Der Vergleich muss entsprechend unterschiedliche Kennwerte ergeben, so dass ein Behälter mit vier oder sechs MOX zweifelsfrei identifizierbar ist.

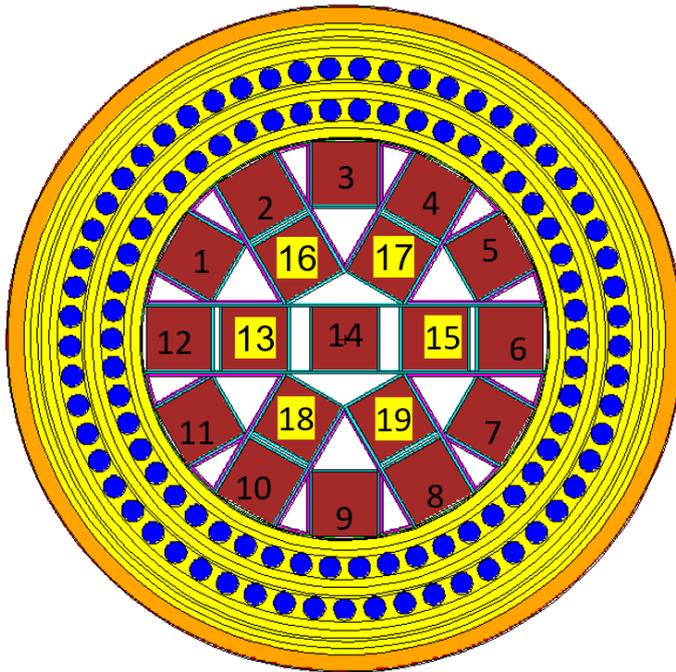


Abb. 5.1 Beladener generischer Transport und Lagerbehälter für 19 DWR-Brennelemente

5.1 Rahmenbedingungen und Vorgehensweise

Für UO_2 - und MOX-Brennelemente werden die Zusammensetzung, die Anfangsanreicherung und die Reaktoreinsatzzeiten definiert, damit beide den gleichen Abbrand erreichen. Die Abbrandberechnungen erfolgen mit dem GRS-Code OREST /GRS 08/. OREST berechnet, unter Vorgabe des Brennstoffgemisches und der Leistungsgeschichte für einen bestimmten Reaktortyp, Nuklidinventare, Strahlungsaktivitäten, Nuklidzerfallsleistungen sowie Neutronen und Photonenquellterme pro Schwermetallmasse. Nach der Simulation des Abbrandes klingen die Brennelemente bis zur Beladung in den Transport- und Lagerbehälter ab. Dies geschieht in der Realität im Abklingbecken des Reaktors. Rechnerisch werden bis zu zehn Abklingzeitpunkte vorgegeben. Für die hier durchgeführten Betrachtungen werden für drei verschiedene Abklingzeitpunkte die Quellterme erzeugt, die im MCNP verwendet werden. Die Aufbereitung der Quelldaten beginnt mit dem GRS-eigenen Rechencode NGSRC /QUA 93/. Die in

Binärformat abgelegten Abbrandergebnisse (gramat.bin) werden hier eingelesen, und zum jeweiligen Abklingschritt werden die Spektren aus den Nuklidzusammensetzungen in Breitgruppen zusammengefasst. Danach müssen diese Breitgruppen für MCNP /WER 17/ in Form eines Energie- und Intensitäts-Histogramms umgerechnet werden. Dies erledigt das Programm SRCMCNP, das zusätzlich die Dosiskonversionsfaktoren nach ICRP74 /ICRP 96/ zur Umrechnung des Neutronenflusses in eine Ortsdosisleistung (ODL) bereitstellt. Für die Abschirmungsrechnungen werden nur Neutronen betrachtet. Das beschriebene Ablaufschema ist in der Abb. 5.2 nochmal dargestellt.

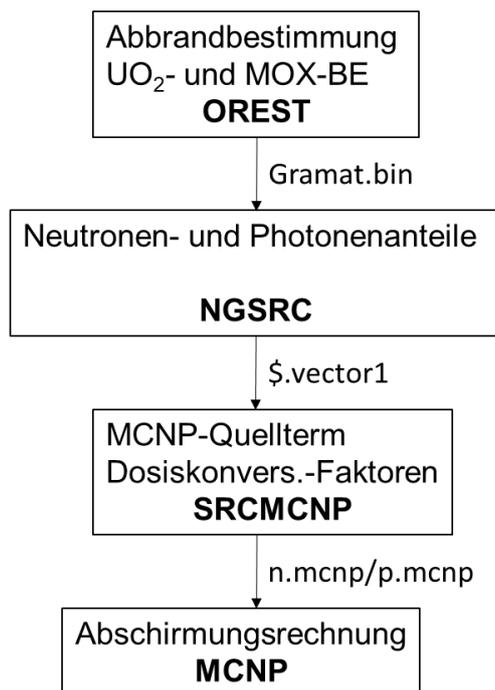


Abb. 5.2 Ablaufschema zur Erstellung eines Quellterms für die MCNP-Abschirmrechnung

Die im MCNP verwendeten Wirkungsquerschnitte entsprechen der Standard-Bibliothek und basieren zumeist auf der ENDFB-VII Querschnitts-Datenevaluierung. Als Detektoren wird ein Detektornetz zur Flussvisualisierung bzw. Dosisvisualisierung eingesetzt. Das Arbeitsprinzip des Detektors wird schematisch in Abb. 5.3 dargestellt.

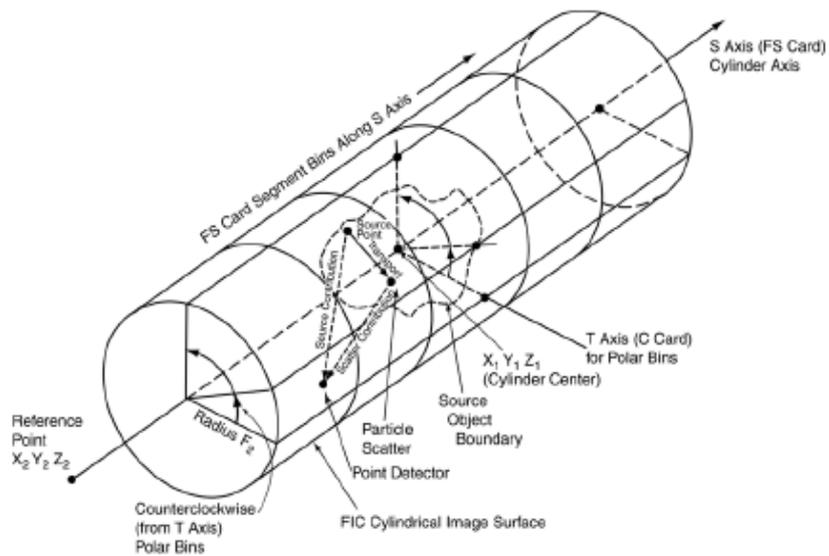


Abb. 5.3 Funktionsprinzip des Detektors

Beim **Mesh**-Detektor handelt sich um einen Volumendetektor, der entsprechend ein Grobnetz mit Feinunterteilungen über die Geometrie legt wird. Die Eingabeparameter sind für einen Zylinder wie folgt:

```
Fmesh4:n  GEOM=cyl  ORIGIN=  0  0  200
          IMESH=121.5 126.5  IINTS=1  1  JMESH=300  JINTS=10
          kmesh=1  kints= 36
          axs=0  0  1  vec=0  1  0
          FACTOR=1.49E+09
```

Die Angaben sind gemäß Tab. 5.1 referenziert.

Tab. 5.1 Bedeutung der Eingabeparameter

	Wert	Bedeutung
FMESH4:N		Steuerwort für Gitternetzdetektor, Volumendetektor (Teilchenweglängenbestimmung) hier für Neutronen
GEOM	CYL	Geometrische Form hier ‚cyl‘ für Zylinder des Netzes (xyz auch möglich)
ORIGIN	0 0 200	Ansatzpunkt des Mesh Zylinders in x, y und z Richtung
AXS	0 0 1	Vektor gibt die Richtung der Achse des Zylindernetzes vor, hier z-Richtung
VEC	0 1 0	Richtung des Detektors
IMESH	121.5 126.5	Radius des Zylinders bzw. der Detektorschicht
IINTS	1 1	Unterteilung bzw. Intervallabstände zwischen den Radien
JMESH	300	Z-Achsenausdehnung
JINTS	10	Intervallabstände der Z-Achse in 10 gleiche Abschnitte
KMESH	1	Kreisbogen Aufteilung
KINTS	36	Aufteilung von 360° in 36 Abschnitte
OUT		MESHTAL ist Outputfile
FACTOR		Normierungsfaktor für die Dosisleistungsbestimmung

Der Mesh-Detektor hat als Volumendetektor einen zulässigen Fehler von 10 %. Ein Fehler von kleiner 5 % wurde bei nahezu allen Rechnungen erzielt.

5.2 Rechenablauf und charakteristische Kennwerte

UO₂- und MOX-Brennelemente haben prinzipiell den gleichen Aufbau. Die Pellets sind von Hüllrohren umschlossen und als Brennstäbe in einer quadratischen Anordnung durch Abstandshalter in einem festen Gestell angebracht. Die Anreicherungen der Brennstoffe sind so gewählt, dass die Brennstoffe den vorgesehenen Abbrand reaktivitätsmäßig erreichen können, d. h. die Neutronenbilanz positiv ausfällt.

Der verwendete Rechenablauf ist bereits in Abb. 5.2 aufgezeichnet und stellt eine Verknüpfung unterschiedlicher Programme dar, mit dem Ziel, die Dosisleistung an der Behälteroberfläche zu bestimmen. Dazu werden zunächst Abbrandberechnungen für UO₂- und MOX-Brennelemente durchgeführt. Die wesentlichen Parameter für die Brennelemente sind in Tab. 5.2 aufgelistet.

Tab. 5.2 Beschreibung der verwendeten Brennelementtypen

	UO₂	MOX
Brennelement Typ	16x16-20	16x16-20-4
Anreicherung U-235	4,6 %	0,72 %
Pu-tot-Anteil		8,6 %
Spaltwert/Pu-fiss		65,7/5,65 %
Pu-Vektor: Pu-39; Pu-40; Pu-41 ; Pu-42		54,4; 25,6; 11,3; 6,7
Abbrand, GWd/MgSM	55	
Masse Brennelement, Mg	540	540

Nachdem der Zielabbrand erreicht ist, werden die Brennelemente nass gelagert, um entsprechend abzuklingen, d. h. an Wärme und Aktivität verlieren zu können. Die Behälterbeladung hängt u. a. von den genehmigten Vorgaben zu den Behältern ab (u. a. maximale Nachzerfallswärme). Die Beladung in Behälter wird für UO₂-Brennelemente in etwa nach fünf Jahren, für MOX-Brennelemente zehn Jahre nach der Reaktorentladung möglich.

Bezogen auf die Aufgabenstellung ergeben sich daraus zu betrachtende Zeitfenster für die früheste Beladung für UO₂-Brennelemente nach fünf Jahren bei 55 GWd/MgSM Abbrand und für MOX-Brennelemente nach frühestens zehn Jahren bei gleichem Abbrand. Weitere Zeitpunkte sind 40 Jahre nach Beladung (UO₂-Brennelement 45 Jahre, MOX-Brennelement 50 Jahre Abklingzeit) und 100 Jahre (105 Jahre UO₂-Brennelement, MOX-Brennelement 110 Jahre Abklingzeit).

Tab. 5.3 Aktivität pro Brennelement in 1/s

Abklingzeit	UO₂ Aktivität/BE [Bq]	Abklingzeit	MOX Aktivität/BE [Bq]
5a	1,84E+16	10a	2,39E+16
45a	4,70E+15	50a	6,40E+15
105a	1,19E+15	110a	1,98E+15

Die Tab. 5.3 verdeutlicht die Situation für beide Brennstoffsorten über den Betrachtungszeitraum. Beide Brennstoffe unterscheiden sich im Absolutwert zu den einzelnen Zeitpunkten nicht gravierend voneinander, nach 100 Jahren etwa um weniger als einen Faktor zwei in der Aktivität. Bei beiden Brennstoffen sinkt die Aktivität ca. um den Faktor vier nach 40 Jahren, bzw. um den Faktor 15 nach 100 Jahren im Vergleich zum Beladezeitpunkt des Behälters.

Ein anderes Bild ergibt sich im Vergleich der Nachzerfallswärme beider Brennstoffe. Die Werte aus Tab. 5.4 zu den verschiedenen Zeitpunkten verdeutlichen die unterschiedlichen Verläufe. Die Nachzerfallswärme sinkt bei UO_2 -Brennelementen um etwa den Faktor drei nach 40 Jahren Lagerzeit. Für MOX ergibt sich ein Faktor 1,8 nach dieser Zeit. Im Vergleich zur Behälterbeladung wird die Nachzerfallswärme um den Faktor sieben für UO_2 , für MOX nur um den Faktor 2,7 kleiner, d. h. bei MOX-Brennstoffen verläuft die Wärmeabnahme im Vergleich zu UO_2 -Brennelementen wesentlich langsamer und sie bleiben länger heiß. Die Nachzerfallsleistung bestrahlter UO_2 -Brennelemente wird in den ersten Jahren durch die Spaltprodukte bestimmt. Der Anteil der Aktiniden liegt bei etwa 7 %. Erst nach 50 Jahren sind die Anteile an der Nachzerfallswärmeleistung für Spaltprodukte (Sr-90/Y-90, Cs-137/Ba-137m) und Aktiniden (Pu-238, Pu-239, Pu-240, Am-241) gleich groß. Danach dominieren die Aktiniden aufgrund ihrer längeren Halbwertszeiten.

Durch den höheren Anteil an Aktiniden tragen bei bestrahlten MOX-Brennelementen von Beginn an Aktiniden und Spaltprodukte zu etwa gleichen Teilen zur Nachzerfallsleistung bei. Der Beitrag der Nuklide mit sehr großen Halbwertszeiten ist jedoch deutlich erhöht. Ab etwa fünf Jahren Abklingzeit sinkt die Nachzerfallsleistung von MOX-Brennelementen deshalb deutlich langsamer als diejenige von UO_2 -Brennelementen. Nach wenigen Jahren Abklingzeit ist die Nachzerfallsleistung von MOX-Brennelementen im Vergleich bereits etwa doppelt so groß wie bei UO_2 -Brennelementen mit gleichem Abbrand. Die bestimmenden Aktinide für die Nachzerfallsleistung sind Cm-244 im Kurzzeitbereich sowie Plutonium und Americium im Langzeitbereich.

Tab. 5.4 Nachzerfallswärme pro MgSM in kW

Abklingzeit	UO_2 Wärmeleistung/MgSM [Watt]	Abklingzeit	MOX Wärmeleistung/MgSM [Watt]
5a	3,40E+03	10 a	5,513E+03
45a	1,06E+03	50 a	3,11E+03
105a	4,86E+02	110 a	2,02E+03

Bei gleicher Leistungserzeugung des Brennstoffs, also gleichem Abbrand, liegt die Aktivität eines MOX-Brennelements um 30 bis 50 % höher als die eines UO_2 -Brennelements. Für einzelne Nuklide zeigen sich deutliche Unterschiede zwischen UO_2 - und MOX-Brennelementen. Dies lässt sich durch die unterschiedliche Zusammensetzung des unbestrahlten Brennstoffs (Pu-Isotope) bzw. durch die unterschiedliche Verteilung der Spaltausbeuten bei der thermischen Spaltung von U-235 und Pu-239/Pu-241 erklären.

Mehr als die Hälfte der Aktivität von MOX-Brennelementen stammt aus dem Spontanzerfall der Aktinide (Pu-241, Am-241, Cm-244). Bei UO₂-Brennelementen macht der Aktinidenanteil an der Aktivität nur etwa 20 % aus. Hier sind Spaltprodukte dominierend (Sr-90/Y-90, Cs-134, Cs-137, Ce-144/Pr-144).

Um Dosisleistungsrechnungen durchführen zu können, müssen die bisherigen Ergebnisse in einen Quellterm umgewandelt werden. Die Umsetzung der Radioaktivität in Strahlungsteilchen für eine Abschirmungsrechnung erfolgt nach den Abbrandrechnungen mit dem Quellcode NGSRC /QUA 93/. Hier werden Teilchenemissionen pro Energie aus den Abbrandnukliden bestimmt. Dabei wird zwischen Neutronen und Photonen unterschieden. Die Neutronenstrahlung berücksichtigt die Spontanspaltung, die Anteile aus der (α ,n) Reaktion mit Sauerstoff im Brennstoff sowie die verzögerten Neutronen. Die Photonenstrahlung berücksichtigt die Gammalinien aus dem Zerfall sowie die Bremsstrahlung. Beide Größen werden bestimmt. Für die späteren Abschirmungsberechnungen wird jedoch nur der Neutronenanteil verwendet. Der Grund dafür ist Tab. 5.5 zu entnehmen, da sich die Gammaquellstärken nach 40 und 100 Jahren wenig voneinander abweichen und in etwa gleich groß sind.

Tab. 5.5 Quellstärke pro Brennelement

Abklingzeit	UO ₂		Abklingzeit	MOX	
	Neutronen/BE*s	Gammas/BE*s		Neutronen/BE*s	Gammas/BE*s
5a	5,66E+08	1,04E+16	10a	4,90E+09	5,12E+15
45a	1,32E+08	2,08E+15	50a	1,14E+09	2,02E+15
105a	2,27E+07	5,64E+14	110a	2,00E+08	8,72E+14

Die Spektren für Neutronen- und Gammastrahlung aus Abb. 5.4 und Abb. 5.5 unterscheiden sich von der Form her kaum. Das Neutronenspektrum besteht aus den Anteilen aus der Spontanspaltung und einem (α ,n) Anteil. Die Spontanspaltung ist dabei dominant. Insbesondere ist Cm-244 das maßgebende Nuklid. Während die Beta/Gamma-Aktivität von MOX-Brennstoff bei gleichem Abbrand geringfügig unter der von UO₂-Brennstoff liegt, steigt die Alpha-Aktivität beachtlich an. Dadurch tritt eine, auf (α ,n)-Reaktionen beruhende, erhöhte Neutronenstrahlung auf. Außerdem führt der Spontanzerfall von Plutonium, Americium und insbesondere Curium zu deutlich höheren Neutronenquellstärken.

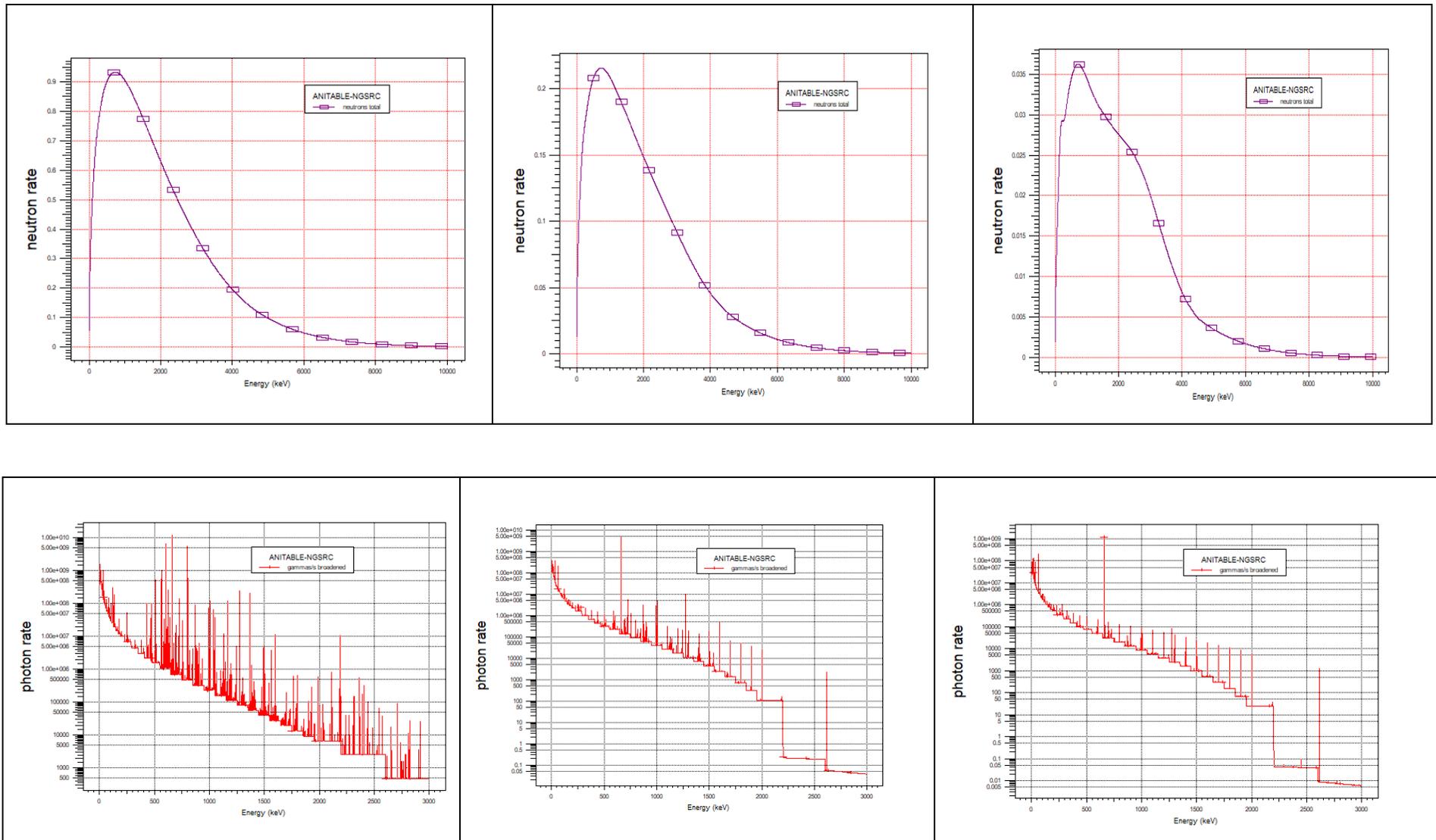


Abb. 5.4 UO₂ Neutronen- (oben) und Gammasktrum (unten) für einen Abbrand von 55 GWd/MgSM nach 5 (links), 45 (mittig) und 105 Jahren (rechts)

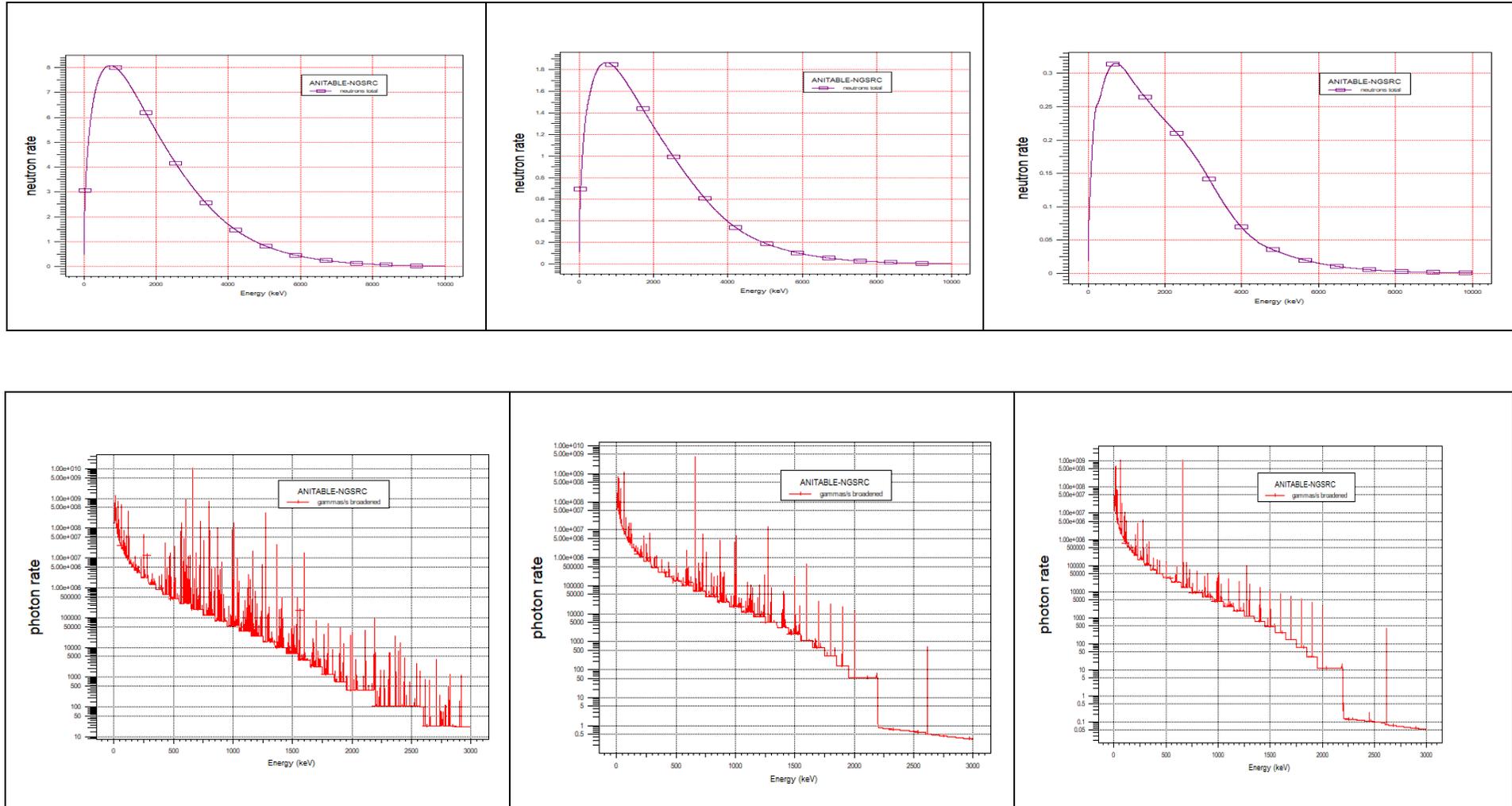


Abb. 5.5 MOX Neutronen- (oben) und Gammasktrum (unten) für einen Abbrand von 55 GWd/MgSM nach 5 (links), 45 (mittig) und 105 Jahren (rechts)

Der Verlauf der Intensität der Neutronenemission von MOX- und UO₂-Brennstoff bei gleichem Abbrand über die Zeit von 100 Jahren im unteren Diagramm (siehe Abb. 5.6) zeigt im Vergleich die zehnfach höhere Neutronenrate für MOX, die auch für den langen Zeitraum konstant bleibt.

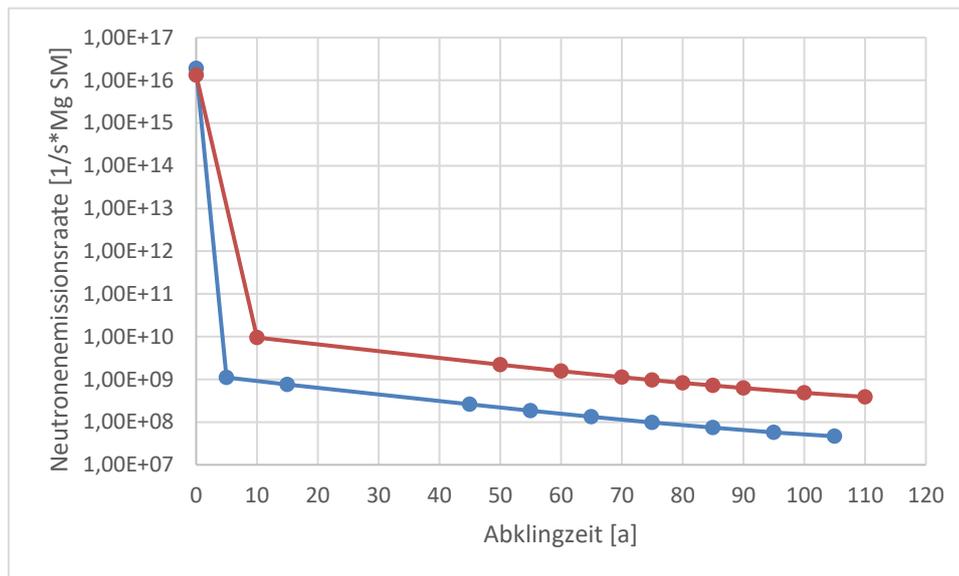


Abb. 5.6 Verlauf der berechneten Neutronenemissionsrate für UO₂- und MOX-Brennelemente über die Zeit

Allerdings sind die Behälter nur zu geringen Anteilen mit MOX belegt. Die Tab. 5.6 gibt für die Mischbeladungen die Neutronenemissionsraten an. Sie unterscheiden sich nicht um Faktor 10, sondern sind in der Summe nur etwa doppelt bis dreifach so groß im Vergleich zur homogenen Beladung.

Tab. 5.6 Entwicklung der Neutronenemissionsraten für unterschiedliche Behälterbelegungen und Lagerzeitpunkte

Belegung	Neutronenemissionsrate n/s		
	Zur Beladung	40 Jahre Lagerzeit	100 Jahre Lagerzeit
19/0	1,08E+10	2,51E+09	4,30E+08
15/4	2,81E+10	6,54E+09	1,14E+09
13/6	3,68E+10	8,56E+09	1,49E+09

Die Neutronenemission nimmt bei allen drei Belegungen vom Beladezeitpunkt bis zu 40 Jahren Lagerzeit um etwas mehr als den Faktor vier, bei 100 Jahren Lagerzeit rund um den Faktor 25 ab.

Es bleibt die Frage, inwieweit sich die größere Emissionsrate der Neutronen für die MOX-Brennelemente außen am Mantel bemerkbar macht.

5.3 Dosisleistungsberechnung und Auswertung

Für die Berechnung der Ortsdosisleistung (ODL) wird MCNP verwendet. Mit den MCNP-Berechnungen werden Teilchenflüsse mit Hilfe von Konversionsfaktoren in eine Äquivalenzdosis umgerechnet. Die verwendeten Faktoren basieren auf der Datenevaluierung nach ICRP 74 /ICRP 96/.

Für die Abschirmungsrechnungen gelten diverse Annahmen. Der Behälter besteht aus Grauguss. Der Korb zur Aufnahme der Brennelemente besteht teilweise aus boriierten Stahlblechen. Der Behälter besitzt 107 Moderatorstäbe, die auf zwei konzentrischen Kreisringen im Mantel eingebracht sind. Die Moderatorstäbe im Behälterkörper bestehen aus Polyethylen.

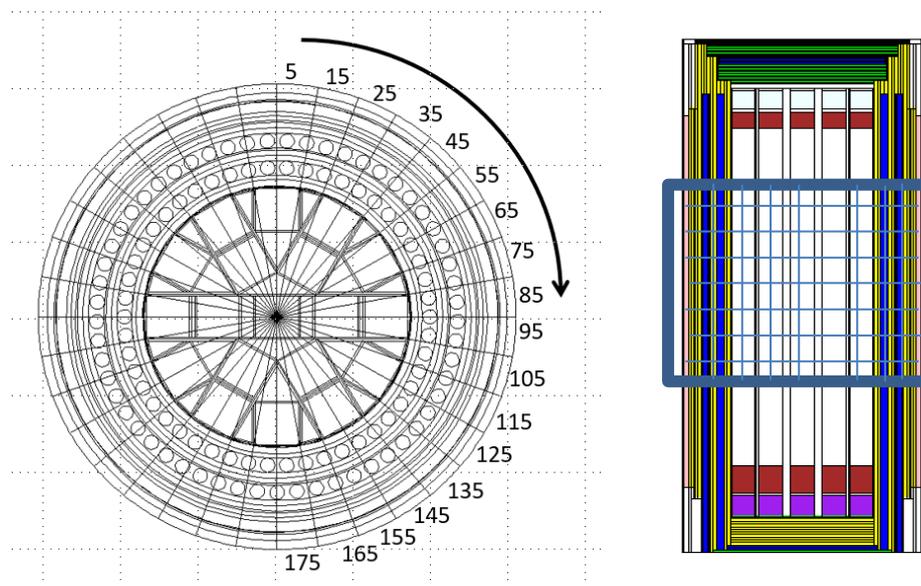


Abb. 5.7 Darstellung der Segmentierung der Mantelfläche durch die Winkelaufteilung (links) und das angedeutete Gitternetz zur Bestimmung der ODL am Mantel (rechts)

Die ODL wird mit Hilfe von Volumendetektoren ermittelt. Die Anwendung des Detektors ist in Kap. 5.1 genauer beschrieben und die Umsetzung auf das konkrete Rechenmodell in Abb. 5.7 grafisch angedeutet. Hier wird um den Behälter ein zylindrisches Netz (R, Z, Theta) gelegt. Das Netz umspannt nur einen Abschnitt von 2 m in Z-Richtung, der allerdings dem zentralen Bereich des Brennelements entspricht. Die Abschnitte sind von 2 m bis 2,45, 2,75, 3,05, 3,35,

3,65 und 3,95 m axial eingeteilt. Damit kann die Dosisleistung außen im Bereich zwischen Oberfläche und 5 cm von der Behälteroberfläche bestimmt werden. Die Ergebnisse werden im Weiteren als Wert für die Behälteroberfläche bezeichnet. Ein weiteres Detektornetz wird quadratisch (X, Y, Z), horizontal zur Behälterachse angeordnet. Zur Visualisierung der quadratischen Anordnung des Detektornetzes für die Dosisleistung im und am Behälter wird das Programm Meshtal Viewer der OECD/NEA /OEC 21/ eingesetzt. MeshTal Viewer ist eine Java-basierte Software, die Ausgabeformate mehrerer Neutronentransportcodes lesen und Netztales grafisch anzeigen kann.

Die Tab. 5.7 liefert eine Übersicht über die untersuchten bzw. berechneten Fälle.

Tab. 5.7 Übersicht der untersuchten Fälle

Lfd Nr.	Konfiguration
1a	19 UO ₂ -Brennelemente mit 55 GWd/MgSM im Behälter 5 Jahre Abklingzeit
1b	19 UO ₂ -Brennelemente mit 55 GWd/MgSM im Behälter 45 Jahre Abklingzeit
1c	19 UO ₂ -Brennelemente mit 55 GWd/MgSM im Behälter 105 Jahre Abklingzeit
2a	15 UO ₂ -Brennelemente mit 55 GWd/MgSM im Behälter 5 Jahre Abklingzeit und 4 MOX-Brennelemente gleichen Abbrandes mit 10 Jahren Abklingzeit
2b	15 UO ₂ -Brennelemente mit 55 GWd/MgSM im Behälter 45 Jahre Abklingzeit und 4 MOX-Brennelemente gleichen Abbrandes mit 50 Jahren Abklingzeit
2c	15 UO ₂ -Brennelemente mit 55 GWd/MgSM im Behälter 105 Jahre Abklingzeit und 4 MOX-Brennelemente gleichen Abbrandes mit 110 Jahren Abklingzeit
3a	13 UO ₂ -Brennelemente mit 55 GWd/MgSM im Behälter 5 Jahre Abklingzeit und 6 MOX-Brennelemente gleichen Abbrandes mit 10 Jahren Abklingzeit
3b	13 UO ₂ -Brennelemente mit 55 GWd/MgSM im Behälter 45 Jahre Abklingzeit und 6 MOX-Brennelemente gleichen Abbrandes mit 50 Jahren Abklingzeit
3c	13 UO ₂ -Brennelemente mit 55 GWd/MgSM im Behälter 105 Jahre Abklingzeit und 6 MOX-Brennelemente gleichen Abbrandes mit 110 Jahren Abklingzeit

5.4 Homogene Behälterbeladung

Die homogene Beladung besteht aus 19 identischen UO₂-Brennelementen im Behälter. Die qualitative Auswertung der Neutronenortsdosisleistung der Behälterbeladung 1a in Abb. 5.8 zeigt, dass bei homogener Beladung eines Behälters die innen angeordneten Brennelemente sehr deutlich erkennbar sind. Die äußeren sind bereits abgeschwächt zu sehen, da der Neutronenfluss sich innen überlagert, jedoch weiter nach außen abgeschwächt wird.

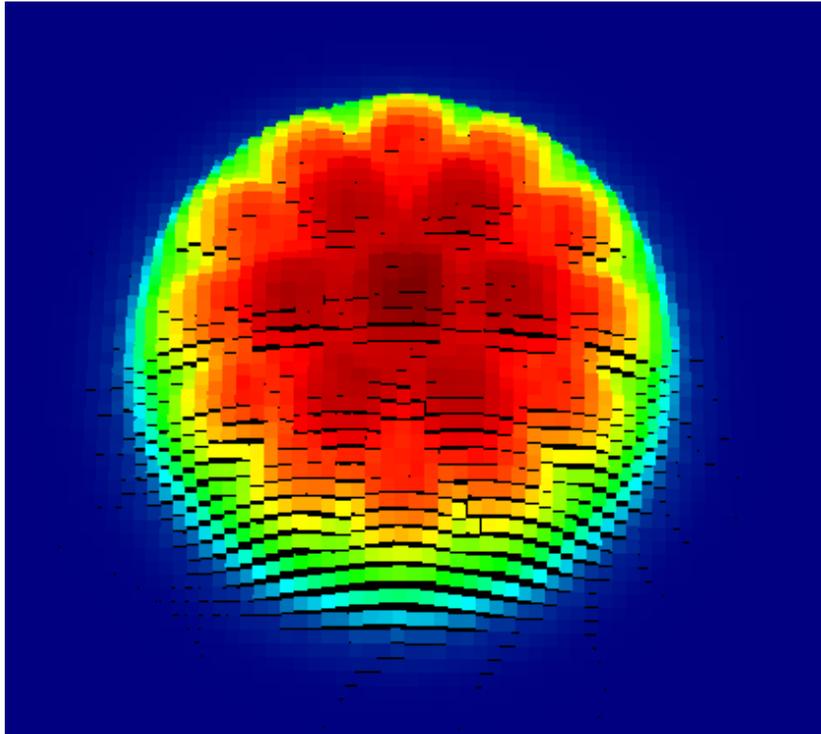


Abb. 5.8 Dosisleistungsverteilung bei einem generischen CASTOR® V/19 mit 19 UO₂-Brennelementen gleichen Abbrandes und gleicher Abklingzeit mit MeshViewer dargestellt (Rechenfall 1a).

Die homogene Belegung mit 19 identischen UO₂-Brennelementen sollte eine gleichmäßige ODL an der Oberfläche mit wenigen Schwankungen der mantelseitigen Werte ergeben. Die Abb. 5.9 stellt die abgewickelte Mantelfläche, die als virtuelles Netz um den Behälter gelegt wurde, dar. Dabei sind im Axialbereich von 2,1 m bis 4,25 m im Abstand von 30 cm Maschen eingezeichnet worden. Der Umfang wird im Abstand von jeweils 10 Grad von 0 bis 360 Grad unterteilt. Die Punkteschar einer Farbe in der Abb. 5.9 gilt für jeweils einen Axialbereich mit einem Wert pro Segment. Das Punkteband verläuft leicht uneben, aber relativ einheitlich. Die Unterschiede sind der räumlichen Anordnung der Brennelemente im Behälter und zum Teil auch der statistischen Streuung der Ergebnisse geschuldet. Die ODL bewegt sich zwischen 60 und 80 µSv/h, bei einem Mittelwert von 70 µSv/h über alle Werte. Die Abschirmung der Neutronen ist dabei durch die Behälterwand gleichmäßig und es sind keine großen Unterschiede am Mantel bei einem frisch beladenen Behälter zu erkennen.

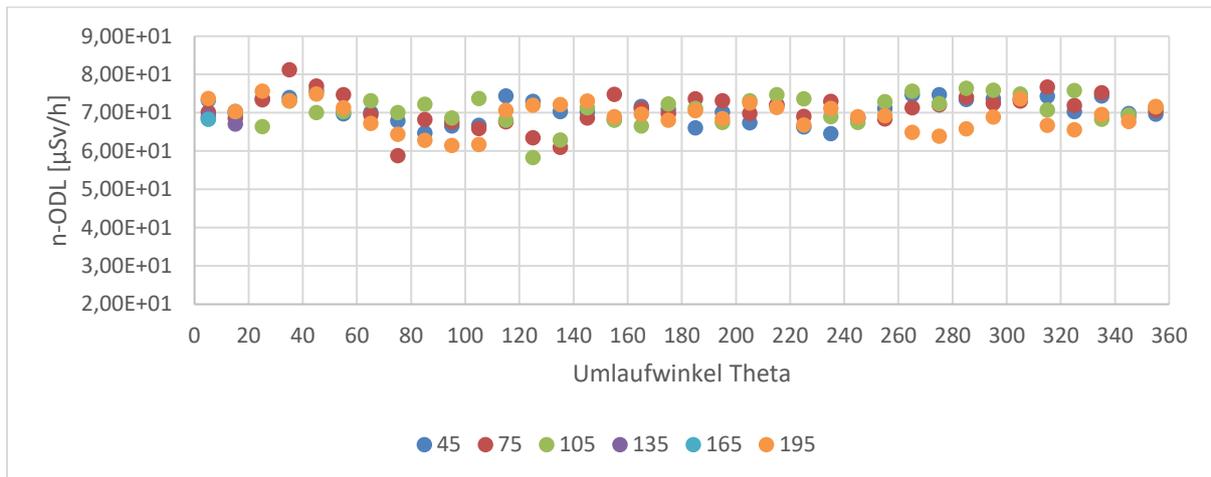


Abb. 5.9 ODL am Behältermantel durch Neutronen bei der Belegung mit 19 UO_2 -Brennelementen im Behälter zum Zeitpunkt der Beladung

Der Verlauf setzt sich auch für die Zeitpunkte 40 Jahre (siehe Abb. 5.10) und 100 Jahre (siehe Abb. 5.11) Lagerzeit fort und bleibt relativ einheitlich. Das Absinken der errechneten Werte zu den unterschiedlichen Lagerzeitpunkten entspricht in etwa dem Rückgang der Neutronen-Emissionsrate.

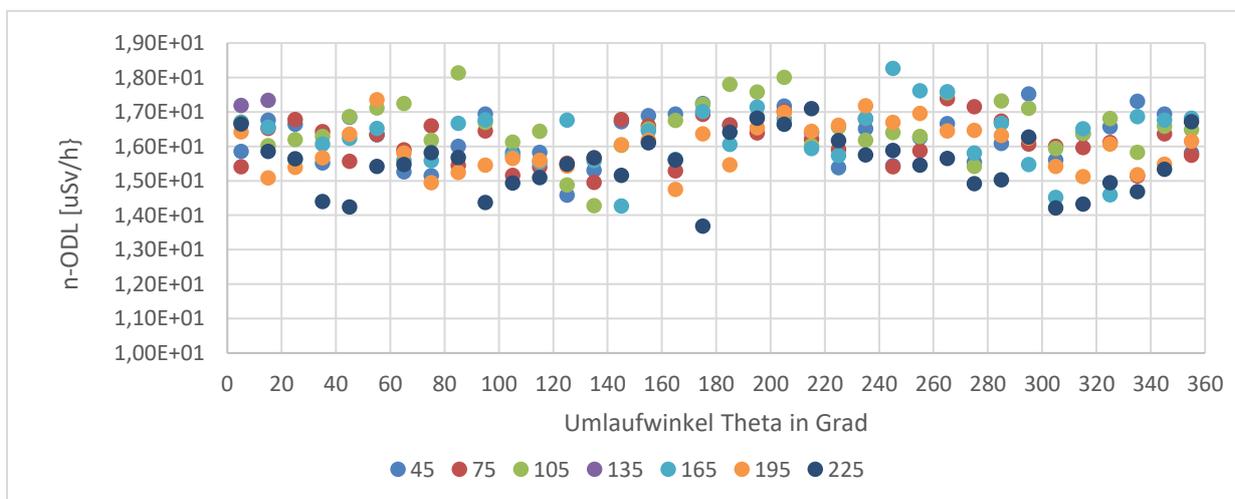


Abb. 5.10 ODL am Behältermantel durch Neutronen bei der Belegung mit 19 UO_2 Brennelementen im Behälter nach 40 Jahren Lagerzeit

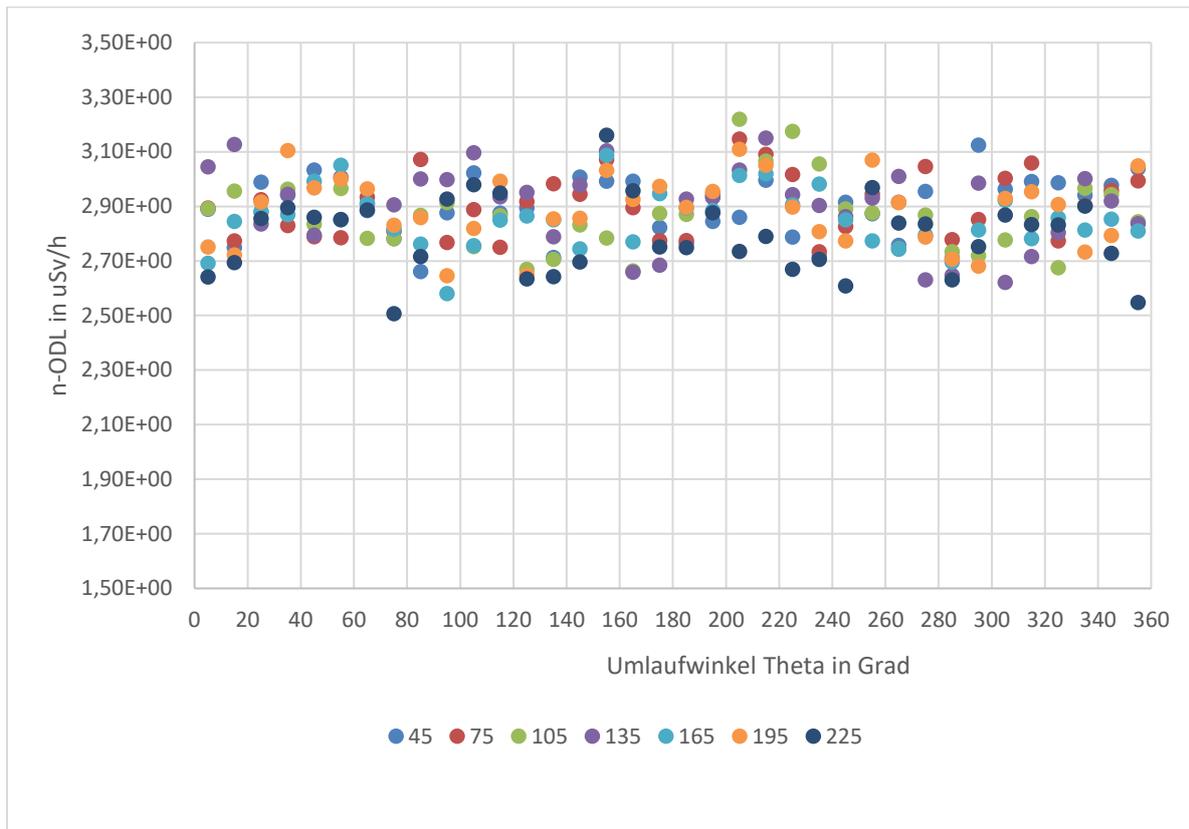


Abb. 5.11 ODL am Behältermantel durch Neutronen bei der Belegung mit 19 UO_2 -Brennelementen im Behälter nach 100 Jahren Lagerzeit

Die Darstellungen in Abb. 5.9 bis Abb. 5.11 zeigen, dass sich der gleichmäßige Verlauf auch innerhalb von längeren Lagerzeiten kaum ändert. Die mittlere ODL nach der Beladung des Behälters beträgt $70 \mu\text{Sv/h}$, nach 40 Jahren in etwa $16 \mu\text{Sv/h}$ und nach 100 Jahren schließlich $2,9 \mu\text{Sv/h}$. Die Neutronenortsdosisleistung nimmt im Laufe von 100 Jahren um etwa Faktor 25 ab. Dies entspricht genau der Abnahme der Neutronenquellstärke von UO_2 -Brennelementen vom Beladezeitpunkt bis zu 100 Jahren Lagerzeit. Die Beladung mit Brennelementen mit homogener Quellratenverteilung auf allen Positionen zeigt geringe Schwankungen der ODL an der Manteloberfläche, da die Anordnung der Brennelemente gleich verteilt und die Quellstärke ebenfalls gleich ist.

5.5 Heterogene Beladung mit vier und sechs MOX-Brennelementen

Nachdem die homogene Belegung einen gleichmäßigen Verlauf im Hinblick auf die ODL geliefert hat, sollte eine heterogene Belegung markantere Konturen liefern. Werden vier UO_2 -Brennelemente, wie in Abb. 5.12 dargestellt, durch MOX-Brennelemente ersetzt, so ist an den vier Positionen eine stärkere Neutronenquelle vorhanden (Fall 2a). Allerdings befinden sich

die MOX-Brennelemente auf den innen liegenden Positionen (16, 17, 18 und 19 bei 4 MOX-BE). Damit wird die zehnfach stärkere Neutronen-Quellrate pro MOX-Brennelement auf den inneren Positionen eingebracht.

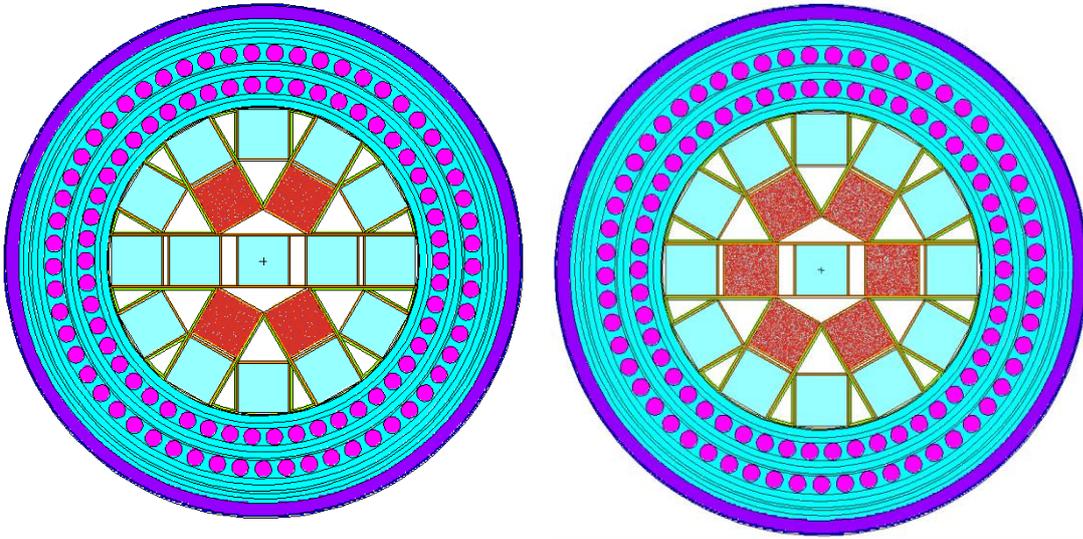


Abb. 5.12 Horizontalschnitt eines generischen CASTOR®-Behälters

Links: Vier rot eingefärbte Positionen zur Belegung mit MOX-Brennelementen

Rechts: Sechs rot eingefärbte Positionen zur Belegung mit MOX-Brennelementen

Die übrigen Positionen sind jeweils mit UO₂-Brennelementen bestückt.

Es werden die Auswirkungen von vier MOX-Brennelementen bei voller Beladung untersucht.

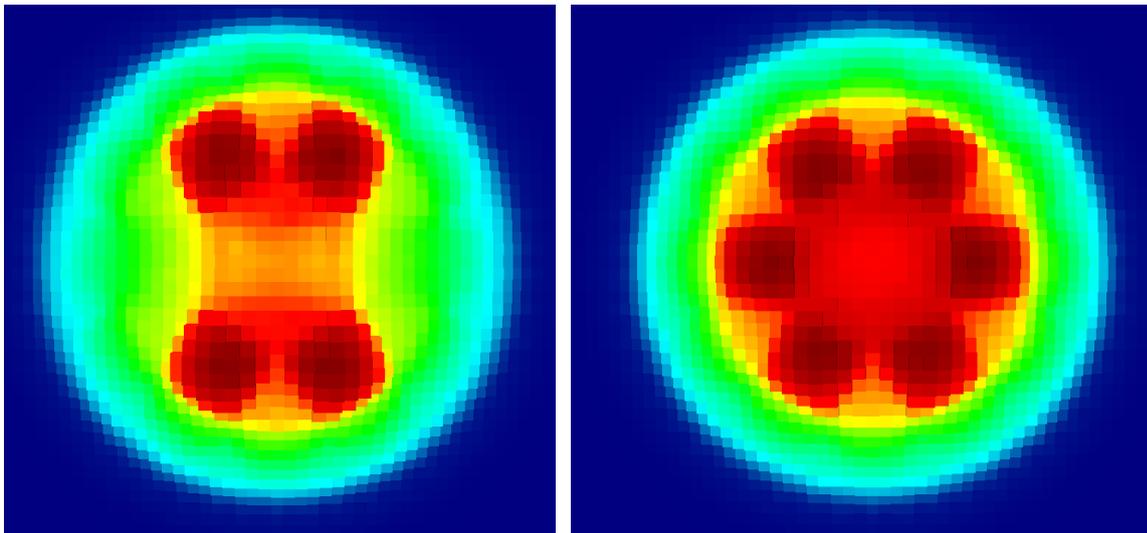


Abb. 5.13 ODL-Verteilung im Inneren des Behälters mit vier und sechs MOX-Brennelementen

Deutlich zeichnen sich die leistungsstärkeren MOX-Brennelemente ab. Alle übrigen Brennelemente sind dagegen nur schemenhaft zu erkennen.

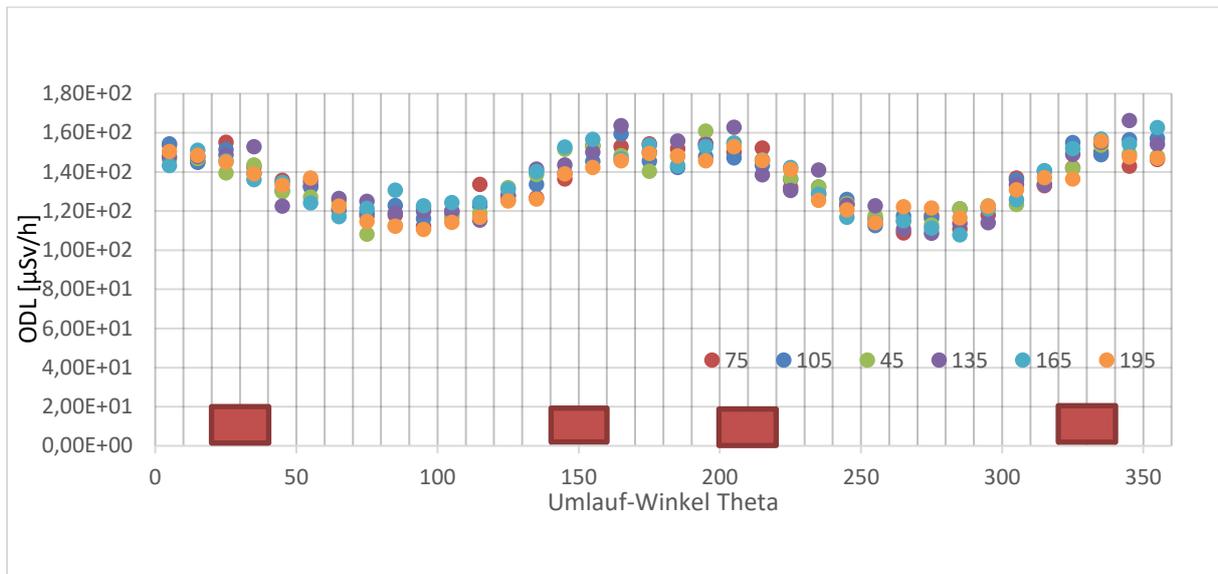


Abb. 5.14 ODL am Behältermantel mit 15 UO₂- und vier MOX-BE zum Beladezeitpunkt

Die Punkte sind unterschiedliche Axialabschnitte. Mit den roten Kästen wird die relative Lage der MOX-Brennelemente angedeutet.

In Abb. 5.14 zeichnet sich die Lage der vier Positionen der MOX-Brennelemente durch den Verlauf der ODL entlang der Mantelfläche ab. Im Bereich der ersten 20 Grad des Umlaufwinkels befindet sich ein Maximum, da hier zwei MOX-Brennelemente von einem Uran-Brennelement überdeckt werden, sie aber versetzt zugänglich sind. Im Bereich zwischen 10 und 20 Grad befinden sich zwei die ODL beeinflussende MOX-Brennelemente. Dies ändert sich im Bereich zwischen 20 und 50 Grad, wo der Einfluss nur von einem MOX-Brennelement wahrgenommen wird. Die niedrigsten Werte sind bei 90 und 270 Grad zu erkennen, da hier die MOX-Brennelemente durch ihre örtliche Entfernung keine Wirkung entfalten. Der erneute Anstieg der ODL erfolgt wieder dort, wo keine direkte Überdeckung der MOX-Brennelemente mit den außen liegenden Uran-Brennelementen gegeben ist. Damit hebt sich der Dosisleistungsverlauf deutlich vom homogenen Fall 1a ab. Der Maximalwert der ODL liegt bei 165 µSv/h, der Mittelwert liegt bei 136 µSv/h und fällt im Vergleich zur homogenen Beladung mit nur 70 µSv/h wesentlich höher aus.

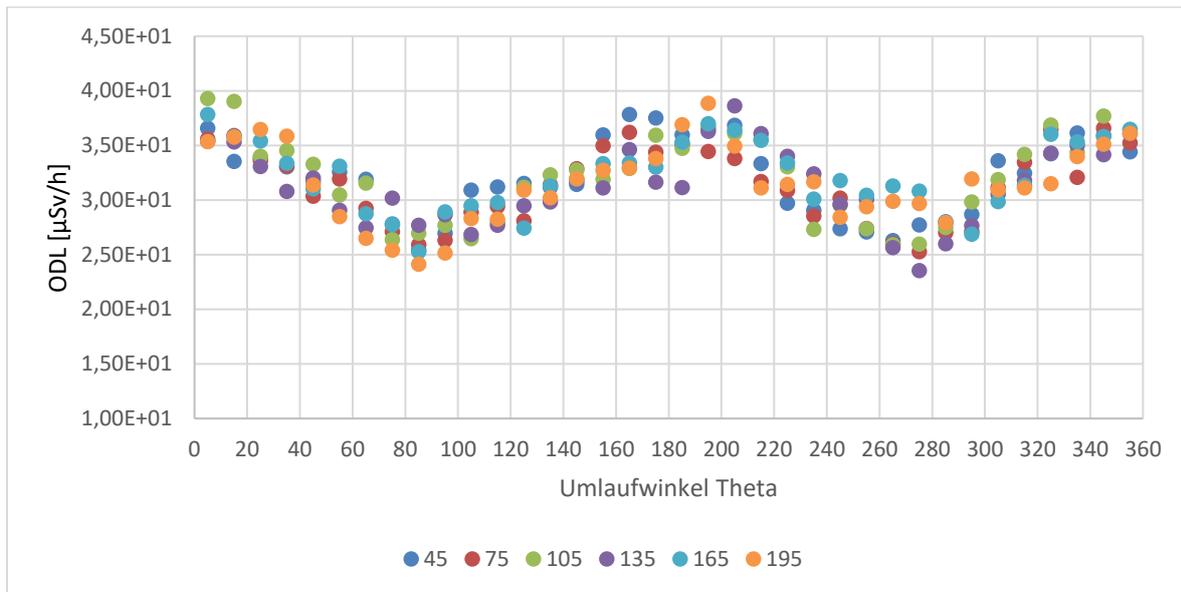


Abb. 5.15 ODL am Behältermantel bei 15 UO₂- und vier MOX-BE nach 40 Jahren Lagerzeit

Die vier MOX-Positionen sind auch nach der Lagerzeit von 40 Jahren erkennbar.

Der ausgeprägte Dosisverlauf bleibt auch nach 40 Jahren (siehe Abb. 5.15) bestehen. Die Belegung mit MOX-Brennelementen lässt sich qualitativ identifizieren. Die mittlere ODL beträgt 32 µSv/h.

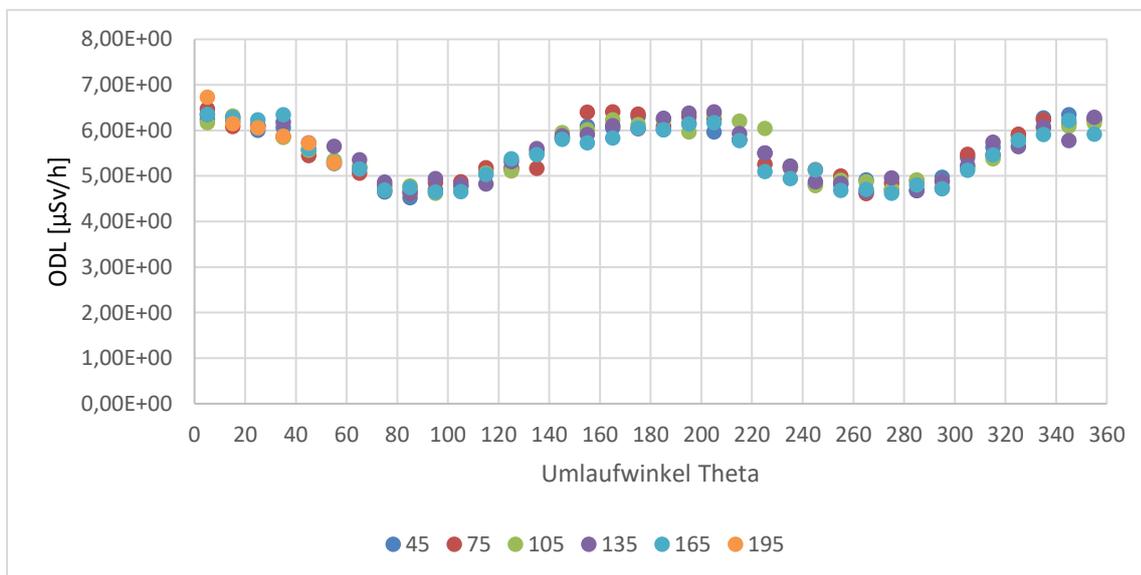


Abb. 5.16 ODL am Behältermantel bei 15 UO₂- und vier MOX-BE nach 100 Jahren Lagerzeit

Für die Belegung mit sechs MOX-Brennelementen lässt sich eine andere Ausprägung erwarten.

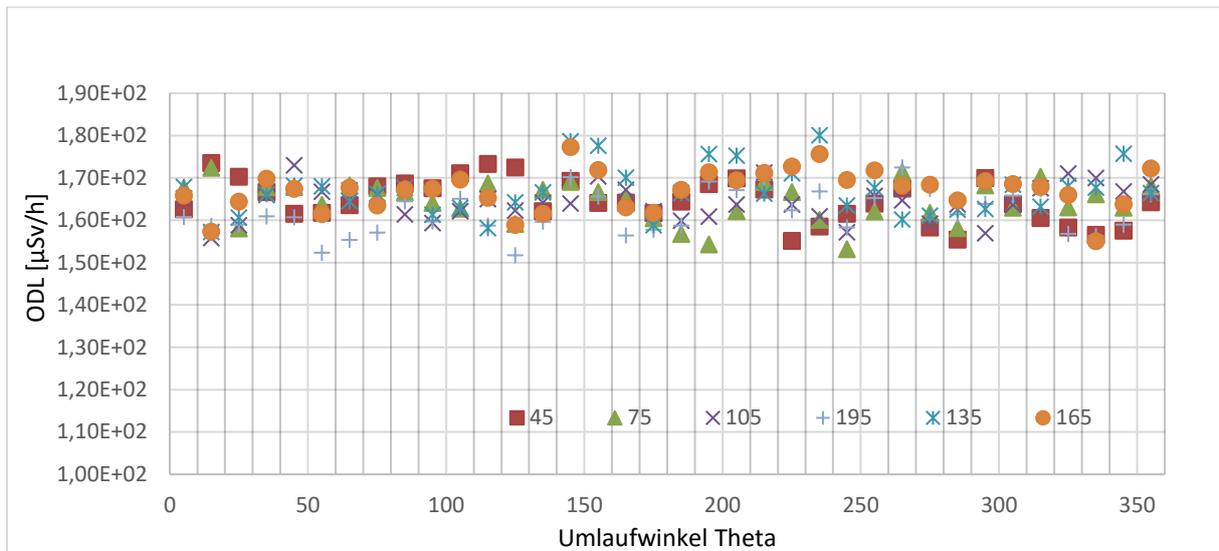


Abb. 5.17 ODL am Behältermantel bei 13 UO₂- und sechs MOX-BE zum Beladezeitpunkt

Der Verlauf der in Abb. 5.17 dargestellten ODL entlang der Mantelfläche ist durch die homogene Belegung in den inneren Positionen auch nach außen hin ausgeglichener. Die Senken im Bereich von 90 und 270 Grad sind nicht mehr zu erkennen. Das Muster der ODL ist jetzt geprägt von kurz aufeinanderfolgenden Spitzen und Senken, allerdings in einem engen Wertebereich, der sich zwischen 180 und 150 µSv/h bewegt und damit auch höher liegt als im Fall mit vier MOX-Brennelementen.

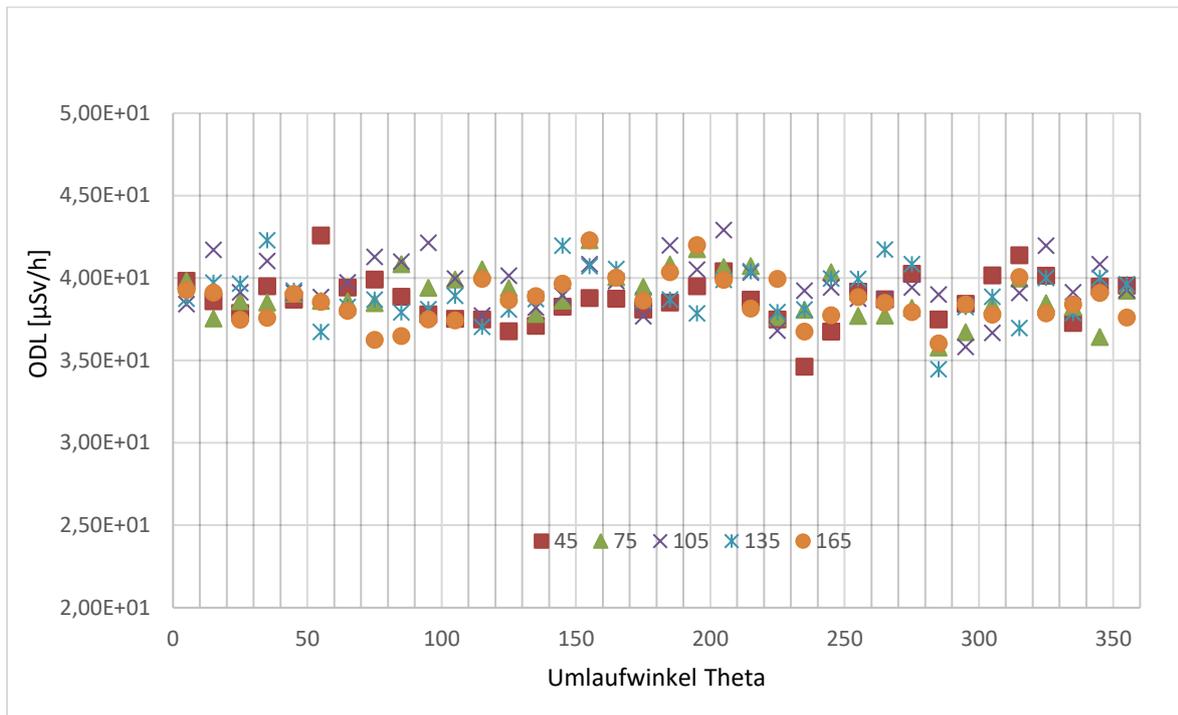


Abb. 5.18 ODL am Behältermantel bei 13 UO₂- und sechs MOX-BE nach 40 Jahren Lagerzeit

Der Mittelwert geht nach 40 Jahren auf 39 µSv/h zurück. Das Muster der ODL bleibt qualitativ gleich. Es handelt sich weiterhin um eine wellenförmige Abfolge von Spitzen und Tälern, die wenig ausgeprägt sind.

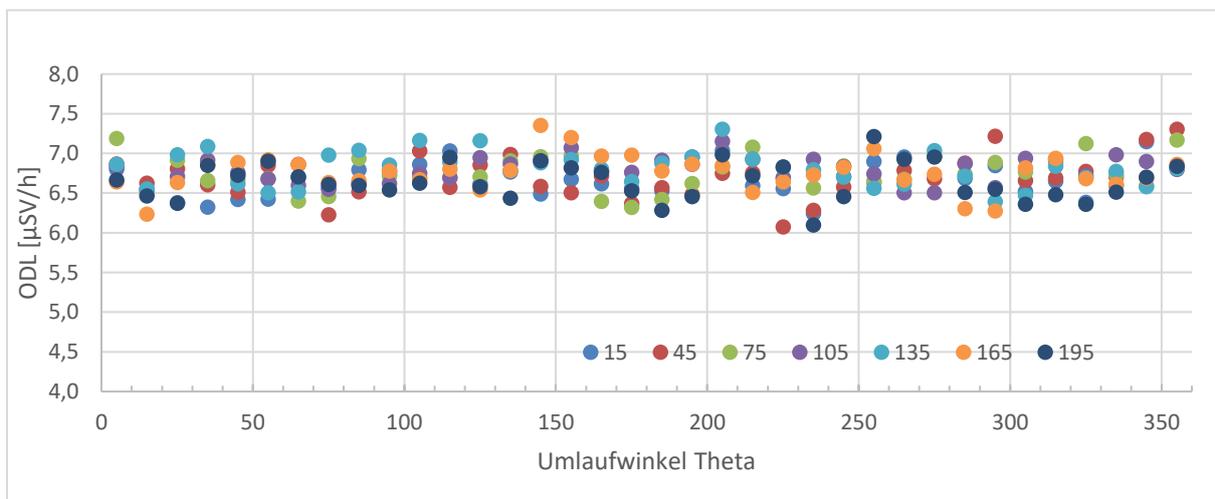


Abb. 5.19 ODL am Behältermantel bei 13 UO₂- und sechs MOX-BE nach 100 Jahren Lagerzeit

Der Verlauf der ODL nach 100 Jahren entspricht dem abgeschwächten Muster der vorherigen Lagerzeiten. Die mittlere ODL liegt bei $6,7 \mu\text{Sv/h}$, für die Belegung mit vier MOX-Brennelementen hingegen bei $5,5 \mu\text{Sv/h}$.

Für eine Analyse der Energieverteilung wird der Dosisleistungsanteil in einzelne Energiegruppen eingeteilt. Als Energien sind die Stufungen von 0 bis 0,45 MeV, von 0,45 bis 0,7 MeV, von 0,7 bis 1 MeV, von 1 bis 1,5 MeV, von 2 bis 2,5 MeV, von 2,5 bis 3 MeV und von 3 bis 4 MeV eingeführt worden. Dazu soll die Anordnung mit 19 UO_2 -Brennelementen mit der Anordnung von 13 UO_2 - und sechs MOX-Brennelementen verglichen werden. Das Diagramm in Abb. 5.20 zeigt die Anteile auf, die Teilchen einer Energiestufe zur gesamten ODL beitragen. Es wird zwischen den Fällen der homogenen Beladung und der Beladung mit MOX unterschieden. Die Analyse der Energiebereiche, die zur Gesamt-ODL beitragen, unterscheiden sich nicht. Damit ist eine energetische Identifikation einer Beladung mit MOX von außen nicht möglich.

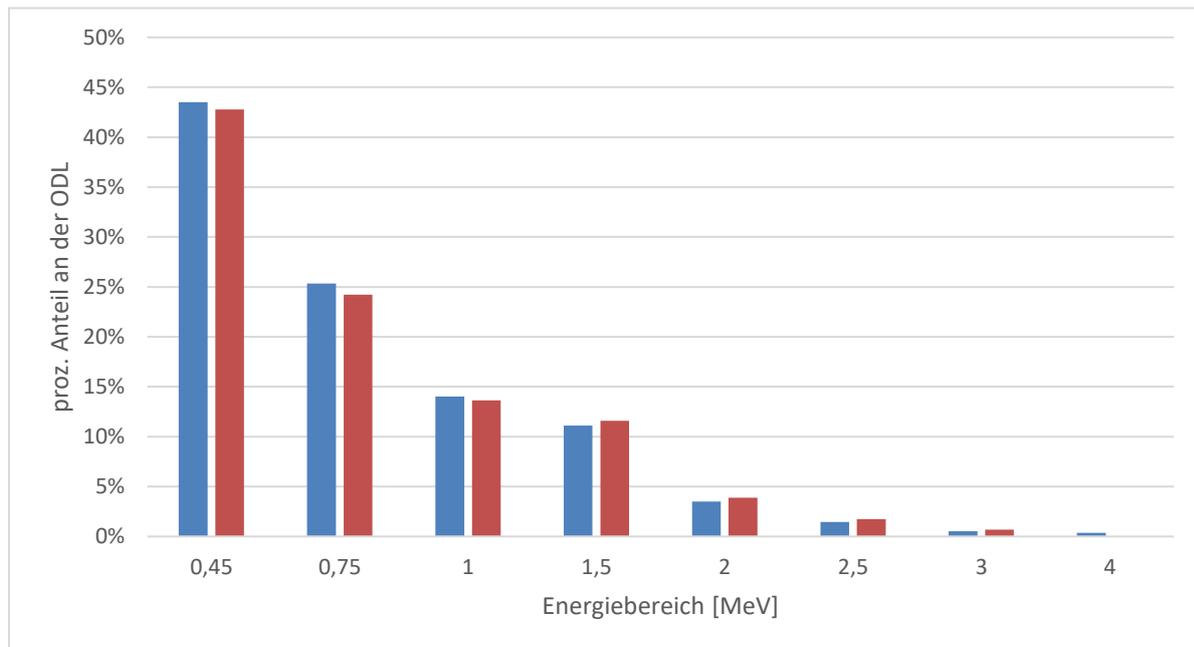


Abb. 5.20 Anteile der Energiebereiche an der Gesamt-ODL

5.6 Zusammenfassung

Die Beladung der Transport- und Lagerbehälter ist auf unterschiedliche Art und Weise möglich. Daher wurde der Einfluss der Beladekonfiguration mit einer unterschiedlichen Anzahl von Urandoxid- und MOX-Brennelementen auf die Dosisleistung am Behältermantel untersucht. Dazu wurden die Dosisleistungen mit Hilfe von MCNP-Rechnungen bestimmt. Die hier durchgeführten Arbeiten zielen auf die Beantwortung der Frage, ob die Simulationsergebnisse der

ODL Rückschlüsse auf die Beladungen zulassen, d. h. letztendlich, ob durch Messungen von außen prinzipiell Rückschlüsse auf die Beladekonfiguration im Behälterinneren gezogen werden können.

Als erstes wurden dazu die Quellterme der bestrahlten Brennelemente verglichen. Der gravierendste Unterschied beider Brennstoffarten ist die Neutronenemissionsrate. Daher wurde für die Feststellung der Dosisleistung am Behältermantel nur die Dosis aus Neutronenstrahlung als Vergleichsgröße gewählt.

Die hier untersuchte homogene Belegung mit 19 identischen UO_2 -Brennelementen ergibt bei der Abwicklung der Dosisleistung auf der Mantelfläche ein einheitliches Muster. Um Änderungen zu verfolgen, wurde dieser tangentielle Verlauf auch für unterschiedliche Zeitpunkte (zum Beladezeitpunkt, nach 40 und 100 Jahren Lagerzeit) betrachtet. Vergleichend dazu wurden Beladungen mit vier und sechs MOX-Brennelementen berechnet. Die Belegungen mit MOX-Brennelementen erzeugen immer deutlich höhere ODL als die homogene Beladung. In Abb. 5.21 ist dieser Sachverhalt grafisch dargestellt.

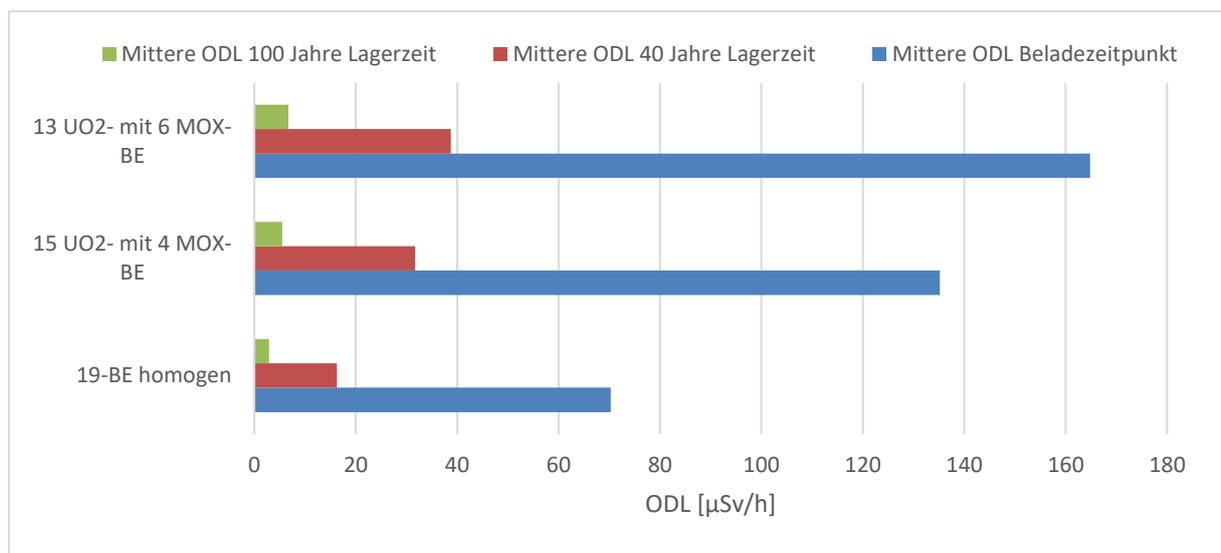


Abb. 5.21 Mittlere ODL am Behältermantel für drei unterschiedliche Beladeszenarien und Zeitpunkte

Das Muster der aufgezeichneten ODL an der Mantelfläche fällt für die Behälterbeladung mit vier MOX-Brennelementen am deutlichsten auf. Der Grund beruht auf der heterogenen Anordnung der MOX-Brennelemente im inneren Ring des Behälters. Der wellenartige Verlauf der ODL verdeutlicht, dass die Maximalwerte sich nicht genau auf der Höhe der MOX-Brennelemente befinden. Dies hat folgenden Hintergrund: die MOX-Brennelemente sind auf den

inneren Positionen im Behälter angeordnet. Die äußeren Positionen sind durch die schwächer strahlenden Uran-Brennelemente besetzt. Sie bilden eine zusätzliche Abschirmung nach außen. Die innen positionierten MOX-Brennelemente wirken deshalb dort besonders stark, wo sie nicht vollkommen von den Uran-Brennelementen überdeckt werden. Der Mittelwert der ODL ist für Beladekonfigurationen mit MOX-Brennelementen um mehr als nahezu 50 % (vier MOX) bis 60 % (sechs MOX) größer als bei der homogenen Beladung ohne MOX-Brennelemente. Für lange Lagerzeiten bleiben die Unterschiede gleich, allerdings wird das optische Muster der ODL schwächer.

Eine Analyse der Beiträge aus den Energiegruppen zur Gesamtdosisleistung ergibt für unterschiedliche Beladungen keine Möglichkeit der Identifizierung von MOX-Beladungen.

Eine messtechnische Unterscheidung zur Identifizierung von Behältern mit MOX-Brennelementen dürfte unter den vorliegenden Randbedingungen möglich sein. Der Unterschied in der ODL der Beladungen mit vier und sechs MOX-Brennelementen liegt quantitativ bei 18 % und ist damit schon schwieriger zu identifizieren. Eine weitere Möglichkeit der Unterscheidung bietet aber der tangentialer Verlauf der ODL, welcher für die Beladung mit vier MOX einen einzigartigen Charakter aufweist.

6 Bestimmung der Materialschädigung bei Behälterkomponenten während der Lagerung durch Neutronenstrahlung

Die Transport- und Lagerbehälter sind während der Zwischenlagerung ständig Strahlung ausgesetzt, die Schädigungen an den Materialien und Komponenten der Behälter verursachen können. Die Strahlung verursacht durch Kollisionen mit den Gitteratomen freie Stellen und die gestoßenen Atome verbleiben auf Zwischengitterplätzen im Gitterverbund. Der Primärschaden entsteht unmittelbar nach dem Teilchenaufprall durch atomare Kollisionsprozesse und starke Materialerwärmung durch die kollidierenden Atome. Diese bestimmen die physikalischen und mechanischen Auswirkungen der Bestrahlung. Defekte können diffundieren und größere Defekte verursachen, was zur Versprödung von Strukturmaterialien führen und somit eine sicherheitstechnische Bedeutung haben kann /OEC 15/.

Ziel der nachfolgend dargelegten Untersuchungen ist es, mit Hilfe des Programmcodes MCNP für einen beladenen Transport- und Lagerbehälter vom Typ ähnlich eines CASTOR® V/19 die Strahlungsbelastung zu berechnen und die damit einhergehenden Strahlungsschädigung im Material zu bestimmen.

6.1 Strahlungsbeeinflusste Eigenschaften

Hochenergetische Neutronen ($E > 0,1 \text{ MeV}$) sind in erster Linie verantwortlich für die Verschiebung von Atomen durch elastische und inelastische Stöße. Neutronen niedrigerer Energie können Atome indirekt verschieben, z. B. durch (n,γ) -Reaktionen, bei denen das Neutron absorbiert wird und der Kern einen γ -Quant aussendet. Die Impulserhaltung führt dazu, dass der zurückprallende Kern über genug Energie verfügt, um weitere Atome zu verdrängen. Neben den Neutronen können hochenergetische γ -Strahlen auch indirekte Verdrängungen verursachen. Diese γ -Strahlen können Elektronen durch Compton-Streuung und Elektron-Positron-Paarbildung erzeugen. Wenn die γ -Strahlungsenergie über 1,5 bis 2 MeV liegt, können die entstehenden Elektronen genug Energie haben, um die Atome zu verdrängen. Die Wirkungsquerschnitte für hochenergetische γ -Strahlen liegen jedoch in der Größenordnung von 10^{-3} im Vergleich zu schnellen Neutronen, so dass die Verdrängung durch γ -Strahlen normalerweise vernachlässigbar ist, außer unter besonderen Umständen /STO 05/.

Wenn ein Neutron einen elastischen Zusammenstoß mit einem Atom im Strukturmaterial erfährt, folgt eine so genannte Verdrängungskaskade. Diese kann man sich als eine

Reihe von elastischen Kollisionen darstellen, die ausgelöst wird, wenn das betreffende Atom von der Kollision zurückprallt. Dieses Atom, das als erstes angestoßen wird, nimmt eine bestimmte Menge an kinetischer Energie mit, die es in einer Reihe von Zusammenstößen mit anderen Atomen abgibt. Diese werden als sekundäre Atome bezeichnet und verlieren ihrerseits Energie an dritte und höhere geordnete Stoßpartner ab, bis die gesamte Energie abgebaut ist. Bei diesem Prozess entstehen leere Gitterplätze und Atome, die sich zwischen den Gitterplätzen (Zwischengitterplätze) positionieren. Üblicherweise rekombinieren die meisten Leerstellen und Zwischengitterplätze, aber diejenigen, die dies nicht tun, sind für die durch die Strahlung verursachten Veränderungen der mechanischen Eigenschaften verantwortlich /STO 05/, /LEM 20/, /HAS 17/. In eisenhaltigen Legierungen sind dies primär Neutronen, die zu Fehlstellen führen können /LEM 20/, /STO 05/.

6.2 Energiedeposition

Der Energieverlust einer geladenen oder ungeladenen Strahlung durch Materie erfolgt entlang der zurückgelegten Strecke des Teilchens durch Ionisation, Absorption oder Stoß. Ungeladene Teilchen wie Photonen und Neutronen bewirken eine Ionisation bzw. treten in Wechselwirkung mit einem Atom oder Kristallgitter. Dabei wird Energie im durchstrahlten Material deponiert.

6.2.1 Displacements per atom

Die Größe „Displacements per atom“ (DPA) wird zur Quantifizierung von Strahlenschäden während der Bestrahlungszeit verwendet (Anzahl der Verschiebungen eines Atoms). Strahlenschäden in Materialien entstehen durch Kernkollisionen und -reaktionen, bei denen energetische Rückstoßatome des bestrahlten Materials Reaktionsprodukte erzeugen. Diese rückstoßenden Atome erzeugen Anregungen im bestrahlten Material, die weitere Atome im Gitter verdrängen. In Metallen ist dies der Hauptprozess, der zu dauerhaften Schäden führt. Der Schwellwert zur Erzeugung eines dauerhaften Defekts ist die grundlegendste Größe zur Beschreibung von Strahlenschäden in Materialien. Sie wird oft in einer sehr einfachen Form definiert, nämlich als die minimale Rückstoßenergie, die ein Atom in einem Material benötigt, um einen stabilen Defekt zu erzeugen. Der Verschiebungsprozess wird als eine Stufenfunktion beschrieben. Die Wahrscheinlichkeit, eine stabile Verschiebung unterhalb der Schwellenenergie zu erzeugen, ist Null. Oberhalb der Schwellenenergie für stabile Verschiebung beträgt sie 100 % /NOR 18/.

Das Kinchin-Pease-Modell war das erste, das die Fehlstellenbildung mathematisch näherungsweise beschrieben hat. Norgett, Robinson und Torrens (NRT) entwickelten eine verbesserte Näherung zur Bestimmung der Anzahl der Fehlstellen, die bei einem Energietransfer durch den Erstkernstoß entstehen und damit die DPA bestimmen.

Per Definition ist DPA demnach:

$$\frac{\text{Anzahl der verschobenen Atome im Volumen des NRT Modells}}{\text{Anzahl der Atome im gleichen Volumen und Material}} \quad /OEC 15/$$

Der im Jahr 1975 entwickelte NRT-Standard bestimmte die Anzahl der Verschiebungen mit $0,8 T_d/2E_d$. Der Faktor wurde anhand von Modellen für binäre Kollisionen ermittelt, um die realistische Streuung zu berücksichtigen. E_d ist die Mindestenergie, die erforderlich ist, um ein stabiles Frenkel-Paar zu erzeugen. Die NRT-DPA ist weit verbreitet und hat sich als nützlich erwiesen für die Korrelation von Phänomenen der Strahlenschädigung, für den Vergleich von Neutronenbestrahlung mit thermischem und schnellem Spektrum und für den Vergleich von geladenen Teilchen mit Neutronenbestrahlung /WOO 14/.

Eine Weiterentwicklung der Formel wird durch die athermische rekombinationskorrigierte DPA (arc-dpa) beschrieben. Hier wird die Abhängigkeit von der Kristallographie und die Temperatur berücksichtigt. Anstatt der singulären Abhängigkeit vom Schwellwert des Materials (E_D) basiert der Versetzungsparameter arc-dpa auf drei Faktoren. Dies sind der Schwellwert (E_D), $b_{arc\,dpa}$ und $C_{arc\,dpa}$. $b_{arc\,dpa}$ ist ein Maß dafür, wie schnell mit zunehmender Energie der Verschiebungsschaden durch athermische Rekombination auf den Sättigungswert für Erststoß-Energien oberhalb des Beginns der Subkaskadenbildung abnimmt. $C_{arc\,dpa}$ ist der angesprochene Sättigungswert. Um die neuen Parameter zu erhalten (in den entsprechenden Energiebereichen und Materialien) werden zusätzliche Experimente und Modellrechnungen auf Basis von molekulardynamischen Rechnungen (MD) notwendig sein. Die Überschätzung der NRT-DPA und die Korrektur durch die arc-dpa-Parameter wird bisher noch nicht ausreichend in MCNP-Codes berücksichtigt. Trotzdem ist die Verwendung der alten NRT-Formel als konservativ gültig /OEC 15/.

DPA können nicht gemessen werden, da nur ein kleiner Teil der verdrängten Atome zu permanenten Gitterdefekten führt und die Konzentration der permanenten Defekte eine Funktion der Bestrahlungsbedingungen (insbesondere der Temperatur) ist. Nur die

anfänglichen Verdrängungen der Atome aus den Gitterplätzen werden berechnet. Viele verdrängte Atome rekombinieren im Gitter, insbesondere bei höheren Temperaturen.

Strahlenschäden können die mechanischen Eigenschaften von Materialien verändern und sind primär für Hochleistungsstrahlen auf Targets, Kollimatoren, Fenstern und Strahlenkanälen wichtig. Aber auch Bauteile wie Reaktordruckbehälter oder Komponenten in der Zwischenlagerung können davon betroffen sein. Beispiele für Eigenschaften, die die Lebensdauer beeinflussen können, sind Duktilität, Zugfestigkeit, Versprödung, Rissbildung, Schwellung, Dehnung, Bestrahlungskriechen, Phasenumwandlung, Entmischung von Legierungen, Wärmeleitfähigkeit, elektrischer Widerstand und thermische Ausdehnung.

Ein Gitteratom, das durch intensive Strahlung, z. B. ein hochenergetisches Neutron, aus seiner Gitterposition herausgeschlagen oder verdrängt wird und in einem Zwischengitterplatz zur Ruhe kommt, der weit von dem entstandenen freien Platz entfernt ist, wird als primäres Folgeatom bezeichnet. Dieser Prozess führt zur Erzeugung von Fehlstellen. Ein Neutron mit ausreichender Energie erzeugt eine größere Anzahl dieser Folgeatome, die dann zu Fehlstellenkaskaden führen.

Die Entstehungsrate R in Gl. 7.1 ist demnach proportional zur Anzahl der Target-Atome pro Kubikzentimeter $[N]$ und dem jeweiligen Querschnitt über die Energie für die Fehlstellenerzeugung $[\sigma_D(E_i)]$ für Neutronen /MAS 11/.

$$R_{DPA} = \frac{R}{N} = \int_{E_m}^{E_M} \sigma_D(E_i) \Phi(E_i) dE_i, \quad (7.1)$$

Im makroskopischen Modell sind DPA eine Anzahl an Versetzungen von Atomen durch Strahlung. Dabei ist die Anzahl abhängig von der Gesamtenergie und der notwendigen Energie, die eine Versetzung möglich macht /LAN 17/:

$$DPA = \kappa \frac{Ea}{2Ed} = \kappa \frac{\rho m}{2Ed} \quad (7.2)$$

Dabei sind:

- κ = Effizienz der Fehlstellenentstehung (liegt bei 80 %)
- E_a = Gesamtenergie der Strahlung, die ins Material eindringt

- ρ_m = atomare Dichte des Materials

E_d ist die notwendige Energie (Schwellwert) zur Versetzung von Atomen (abhängig von der chemischen Zusammensetzung). In der Tab. 6.1 sind beispielhaft die Auslösewerte für verschiedene Elemente aufgeführt, wie sie in der Literatur zu finden sind.

Tab. 6.1 Schwellenwerte für eine Elementauswahl

Element	Schwellenenergie (eV) ¹
Si	25
Cu	22
Al	16
Ni	25
Fe	24
Mn	40

Diese Werte sind sehr ähnlich, unterscheiden sich jedoch je nach Literatur /OEC 15/. Als Beispiel erfolgen die hier vorgenommenen Rechnungen für die einzelnen Elemente des Materials.

6.2.2 Berechnungsmöglichkeiten in MCNP

Für die analytischen Rechnungen wird ein generischer CASTOR®-Behälter untersucht. Dazu wird zunächst der Neutronenfluss an den Stellen der Behälter-Geometrie bestimmt, die von Interesse sind. Darauf aufbauend wird die Reaktionsrate für die DPA-Bestimmung ermittelt. Die Bestimmung der Reaktionsrate ist mit MCNP 6.2 möglich, da es Querschnitte für die Erzeugung der Fehlstellen in den ENDF/B-VII-Bibliotheken gibt. Dazu werden Detektoren definiert, die abhängig vom Neutronenfluss und den Komponentenmaterialzusammensetzungen eine DPA-Rate berechnen können. Die absorbierte Energie in MCNP 6.2 kann 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.
- Explizite Modellierung des Targets (Detektor, Volumen) zur Bestimmung der Energiedeposition mit Tally F6 in MeV/g. Mit der Option der +F6-Variante besteht die

¹ Olander D., Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Elements, 1975, U.S. Dept. of Energy.

Möglichkeit sekundäre Reaktionen, die ebenfalls Energie deponieren, mit zu berücksichtigen. Die Rechenergebnisse können durch die Multiplikation mit $1,602 \text{ E-10}$ in die Größeneinheit Gray konvertiert werden (von MeV/g in J/kg).

6.2.2.1 F4 Tally

Dieser Tally-Detektor bestimmt die Spurlänge des Teilchenflusses über das Zellvolumen /LAN 17/. Die Einheit entspricht Teilchen/cm². Die Verwendung der FM (tally-multiplication-card) hat die Option, die notwendigen Größen durch Multiplikation einzubeziehen. Das bedeutet, der über das Zellvolumen gemittelte Neutronenfluss kann mit der anschließenden Multiplikationskarte die Energiedepositionsquerschnitte mit dem Fluss falten und eine Integration nach Gl. (7.1) durchführen. Damit würde eine entsprechende Rate bestimmt. Der formale Aufbau der Karte lautet:

F4:N Zellnummer

FM4 C m (MT)

C ist eine Konstante

MT der ENDF-Reaktionstyp (hier 444 für damage energy-production)

m ist die Materialkennnummer in MCNP. Die FM-Karte wird verwendet um jede Größe nach der Formel:

$$C \int \phi(E)R(E)dE \tag{7.3}$$

zu berechnen. Dabei ist $\phi(E)$ die energieabhängige Fluß (in Partikel/cm²) und $R(E)$ ist der entsprechende Wirkungsquerschnitt. Die Konstante C ist eine skalare Größe.

Der Fluss wird hier für eine Zelle (siehe Abb. 6.2, z. B. Korbblech in zentraler Position (Zelle 6), Korbumfassung Zelle 1 und PE-Moderator 708) bestimmt. Die FM-Karte besteht aus der Konstanten C, der Materialnummer und dem Querschnittsreaktionstyp. Ist die Konstante C positiv, wird mit der angegebenen Größe multipliziert. Ist C negativ, so wird mit dem Absolutwert von |C| und der atomaren Dichte der Zelle (hier Edelstahl $N=0,0858 \cdot 10^{24}/\text{barn} \cdot \text{cm}$) multipliziert. Da hier die Materialien als Detektormaterial angegeben werden, um die DPA-Rate für die Elemente herauszufinden, wird C wie folgt bestimmt:

Für das Material Edelstahl wird für jedes Element die atomare Dichte nach der Formel

$$\frac{\rho * N_A}{A} \quad (7.4)$$

berechnet. Damit ist die Größeneinheit (Atome/barn*cm). Des Weiteren ist die Effizienz (80 %) und der Schwellwert für die Elemente zu berücksichtigen. Für die in Frage kommenden Materialien ist die Konstante C im Abschnitt 6.3.6 berechnet.

Die DPA-Rate wird jetzt nach Gl. (7.1) berechnet mit

$$R_{DPA} = \frac{R}{N}$$

Die Rate R_{DPA} entspricht der Anzahl der versetzten Atome pro Atomdichte (N). Die Rate R selbst wird aus dem Fluss Φ in der Zelle, multipliziert mit dem mikroskopischen Wirkungsquerschnitt σ für den bestimmten atomaren Reaktionstyp aus der ENDF-Bibliothek mit der Kennung-MT=444 (damage cross-section), bestimmt.

MCNP erlaubt die Verwendung unterschiedlicher, im Modell vorhandener Materialien für jede Komponente. Es können reine Elementarmaterialien definiert und diese Materialien als Quelle für die Querschnittsdaten verwendet werden. Demnach kann für einzelne Komponenten bspw. der Einfluss von Eisen im Stahl separat bestimmt werden. Das Korbmaterial ist aus mehreren Elementen zusammengesetzt. Es besteht zu 65,09 % aus elementarem Eisen, 18,5 % Chrom, 12,75 % Nickel und 1,5 % Mangan und Spurenelementen. Allerdings sind einige Querschnittsdaten (wie die DPA-Querschnitte, die hier von Interesse sind) jedoch nur auf Isotopenebene verfügbar (siehe Abb. 6.1). Dazu wurde eine Aufspaltung für die im Fokus stehenden Materialien in Tab. 6.2 vorgenommen. Der Gesamtquerschnitt aus MCNP in der Abb. 6.1 (blau) ist im Vergleich zum reinen Eisen-56-Querschnitt ähnlich und bestimmt zum Großteil den Verlauf.

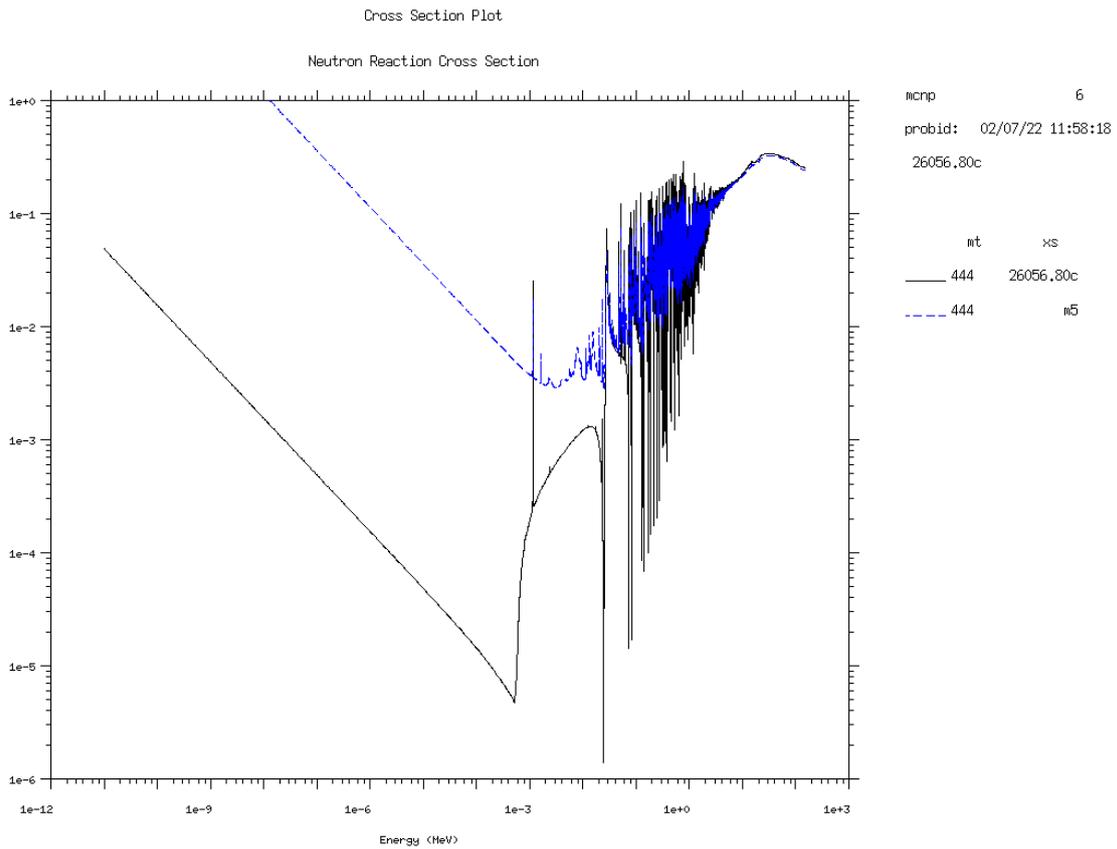


Abb. 6.1 Querschnittsverlauf der damage cross-sections für das Gesamtmaterial M5 (Blau) im Vergleich zu reinem Eisen (Fe-56) Querschnitt

Tab. 6.2 Zusammensetzung des Materials Radionox mit der Kennung (M5)

Nuklid	Nuklidkennung	Element WT%-Anteil	Natürliche Zusammensetzung	Nuklid WT%-Anteil
C-12	6012	0,0006	98,89	0,00059
C-13	6013		1,11	0,00001
B-10	5010	0,011	19,8	0,00218
B-11	5011		80,2	0,00882
Si	14028	0,01	92,23	0,0092
	14029		4,683	0,0005
	14030		3,087	0,0003
Cr	24050	0,185		
Mn	25055	0,015	100	
Fe	26054	0,6509	5,85	0,0380
	26056		91,75	0,5972
	26057		2,12	0,0138
	26058		0,28	0,0018
Ni	28000	0,1275	100	

Die Umsetzung, dass nur die „reinen Querschnitte“ zur Flussmultiplikation und damit zur DPA-Berechnung eingesetzt werden, erfolgt durch die Definition von weiteren Materialkarten mit den Einzelisotopen.

M20 26054 -0,058 26056 -0,918 26057 -0,021 26058 -0,003 \$ FE
M21 14028 -0,922 14029 -0,047 14030 -0,031 \$SI
M22 28058 -0,681 28060 -0,262 28061 -0,011 28062 -0,036 28064 -0,009 \$NI
M23 24050 -0,043 24052 -0,838 24053 -0,095 24054 -0,024 \$CR
M24 25055 -1.0 \$Mn

MCNP verwendet diese Materialien also indirekt und kommentiert im Output-File die Angabe mit “warning, material XX is used only for a perturbation or tally”.

Da die Zusammensetzung nur anteilmäßig aus den reinen Elementen besteht, muss das atomare Verhältnis noch berücksichtigt werden.

Die SD-Karte wird zur Eingabe des Volumens für die Zellen verwendet, für die MCNP das Volumen nicht berechnen kann. Für Tallies, die in /g oder /cm³ ausgedrückt werden, ist dies erforderlich. Eine Umgehungslösung ist die Verwendung von SD = 1. Bei DPA-Berechnungen erfolgt die Zählung mit F4 und der FM-Karte pro cm³. Wenn MCNP das Volumen der Zelle berechnen kann, wird die SD-Karte nicht benötigt. Wenn jedoch DPA/s benötigt werden, muss das Ergebnis mit dem Volumen der zu analysierenden Zelle multipliziert werden. Wenn SD = 1 gesetzt wird, ist das Volumen der Zelle 1 cm³ oder 1 g.

6.2.2.2 F6 Tally

Zur Berechnung der Energiedeposition können der F6- und TMesh-Tally verwendet werden. Die F6-Karte wird für eine zellenbasierte Erfassung und die TMesh-Karte für eine netzbasierte Erfassung verwendet. Die F6-Karte liefert die Energiedeposition für einen einzelnen Partikeltyp in Einheiten von MeV/g pro Quellteilchen. Die * F6-Karte entspricht der F6-Karte, allerdings in Einheiten von Jerks/g pro Quellteilchen (1 MeV = 1,60219 × 10⁻²² Rucke). Die + F6-Karte liefert eine Schätzung der gesamten Energiedeposition aller Teilchen.

Die Massennormierung der zellbasierten Energiedepositionszählung kann über die SD-Karte eingestellt werden.

6.2.2.3 Fluenz

Die Fluenz ist der Neutronenfluss integriert über die Zeit, dem die Materialien ausgesetzt werden. Die Fluenz steigt mit der Zeit, während der Fluss abfällt. Eine Materialveränderung stellt sich laut Literatur im Bereich schneller Neutronen (> 1 MeV) bei Fluenzen ab 10¹⁷ n/cm² ein /MAP 19/.

6.3 Anwendung und Ergebnisse

Für die Berechnungen werden markante Punkte am Korb und am Behälter im Moderatorbereich ausgewählt. Um die Verhältnisse darzustellen, werden zunächst für Neutronen und Gammas Dosisleistungsberechnungen durchgeführt.

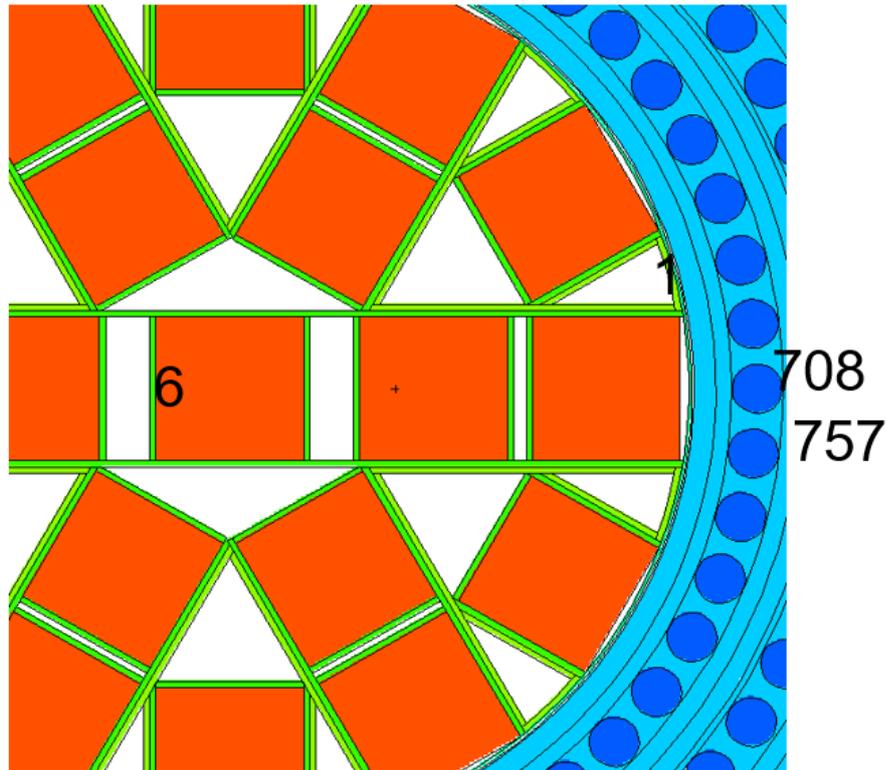


Abb. 6.2 Querschnitt des Transport- und Lagerbehälters

Die Ziffern geben die Positionen wieder, für die der Fluss, die Energiedeposition und die DPA bestimmt werden

Dazu werden die Zellen der innersten Korbposition (Begrenzungsblech 6), die äußere Korbumfassung (Zelle 1) und die PE-Positionen (708 und 757) ausgewählt, da diese in einer Linie liegen und die Abnahme der Dosisleistung bzw. der absorbierten Energie gut verfolgbar ist.

6.3.1 Quellterme als Eingangsdaten

Für die Berechnungen an den unterschiedlichen Bauteilen werden zunächst für die im Behälter eingebrachten Brennelemente Abbrandberechnungen ausgeführt. Die Abbrandrechnungen werden mit OREST für ein DWR-Brennelement mit einem mittleren Abbrand von 55 GWd/MgSM durchgeführt und die Verhältnisse auf die übrigen 18 Brennelemente übertragen. Es wird eine axiale Zone verwendet, die als konstant angenommen ist. Als Anreicherung wird 4,4 % U-235 gewählt, damit der Brennstoff den Abbrand neutronenphysikalisch (Neutronenbilanz > 1) erreichen kann. Der Abbrand erfolgt in vier Zyklen zu je 305 Tagen mit einer Brennstoffleistung von 32,79 MW/MgSM. Die Stabanordnung entspricht einer 16x16-20 Konfiguration. OREST erlaubt bis zu zehn

Abklingschritte nach dem Abbrand berechnen zu können. Als Abklingschritte werden 5, 15, 40, 45, 65, 75, 85, 95 und 105 Jahre gewählt. Dies simuliert die Lagerzeiten der Brennelemente im Behälter bis zu 100 Jahren.

Die Neutronen stammen im Wesentlichen aus der Spontanspaltung und zu einem gewissen Beitrag aus (α,n)-Reaktionen. Den größten Beitrag liefert die Spontanspaltung. Der Beitrag aus (α,n)-Reaktionen bleibt nahezu gleich (siehe Abb. 6.3)

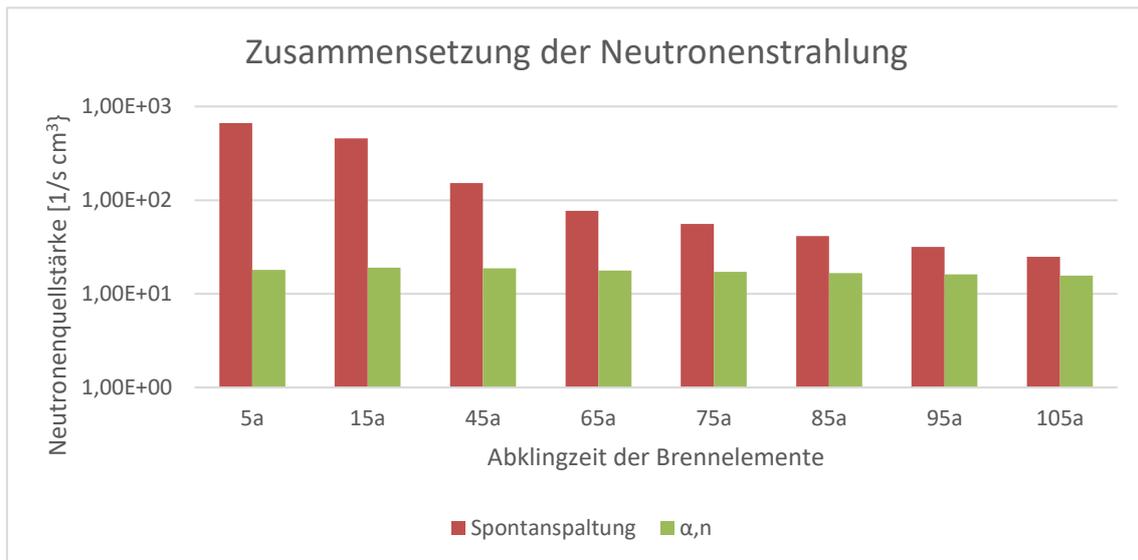


Abb. 6.3 Verlauf der Neutronenquellstärke und deren Zusammensetzung mit der Abklingzeit

Der Quelltermcode NGSRC berechnet die Gamma- und Röntgenstrahlung aus dem Nuklidzerfall, die Gammastrahlung aus der Spontanspaltung und die Bremsstrahlung der Beta-Strahlung. Die Bremsstrahlungsberechnung erfolgt nach dem „Thick Target“-Modell in UO_2 , wie es in SCALE verwendet wird. Hier setzt sich die Photonenstrahlung zusammen aus der Gammastrahlung durch den Zerfall der Isotope und der Bremsstrahlung. Aus Abb. 6.4 wird klar, dass die Anteile in etwa gleich groß ausfallen.

Tab. 6.3 Ergebnisse der NGSRC-Berechnungen zur Quellterm-Zusammensetzung (Teilchen/Sekunde cm³)

	5a	15a	40a	65a	75a	85a	95a	105a
Neutronen	6,84E+02	4,77E+02	2,02E+02	9,45E+01	7,29E+01	5,80E+01	4,77E+01	4,05E+01
Spontanspaltung	6,66E+02	4,58E+02	1,83E+02	7,68E+01	5,58E+01	4,14E+01	3,16E+01	2,49E+01
α,n	1,80E+01	1,90E+01	1,89E+01	1,77E+01	1,71E+01	1,66E+01	1,61E+01	1,56E+01
Gammas	3,77E+10	1,81E+10	9,76E+09	5,54E+09	4,44E+09	3,58E+09	2,90E+09	2,36E+09
Zerfall	2,06E+10	8,86E+09	4,82E+09	2,86E+09	2,35E+09	1,94E+09	1,61E+09	1,35E+09
Bremsstrahlung	1,71E+10	9,23E+09	4,94E+09	2,68E+09	2,10E+09	1,64E+09	1,29E+09	1,01E+09
Max	662 keV							

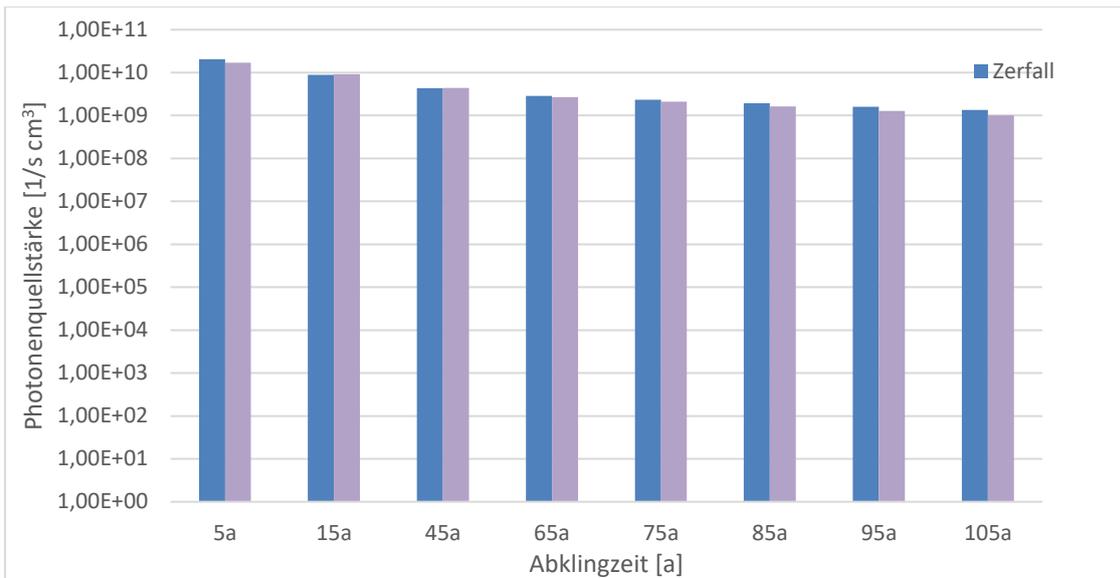


Abb. 6.4 Zusammensetzung und Verlauf der Photonenstrahlung mit der Abklingzeit

Mit Hilfe des Rechencodes SRCMCNP wird für eine vorgegebene Energiestufung die Quelle der Neutronen- und Photonenstrahlung für den MCNP-Code als Intensität erzeugt. Dies wird verteilt auf das Volumen eines Brennelements angenommen und für jede der 19 Positionen als Quelle definiert. Damit sind die Brennelementpositionen als Eingangsdaten für die MCNP-Rechnungen (SDEF-Karte) bestimmt.

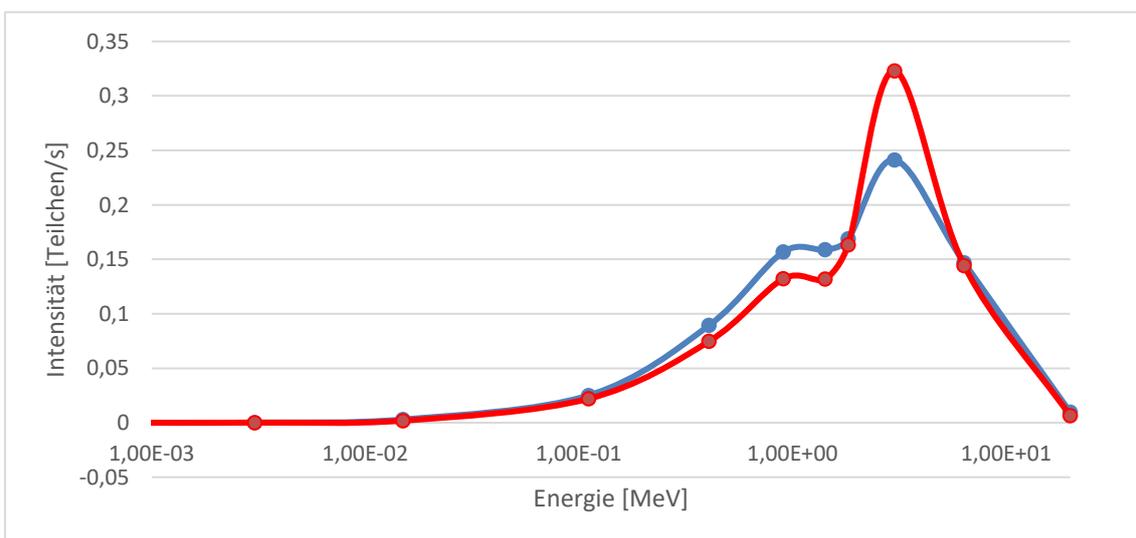


Abb. 6.5 Intensitätsverteilung der Neutronenquellstärke nach 5 Jahren (blau) und 105 Jahren (rot)

Für die Entwicklung der Intensität (normiert auf 1) ist festzustellen, dass sich mit zunehmender Abklingzeit die Verteilung der Neutronen in dem Intervallbereich zwischen 1,8

und 3 MeV erhöht (siehe Abb. 6.5). Im Energieintervall zwischen 0,5 und 1,5 MeV wird die Intensität mit der Zeit geringer. Eine Änderung des Spektrums ist dabei nicht zu erkennen.

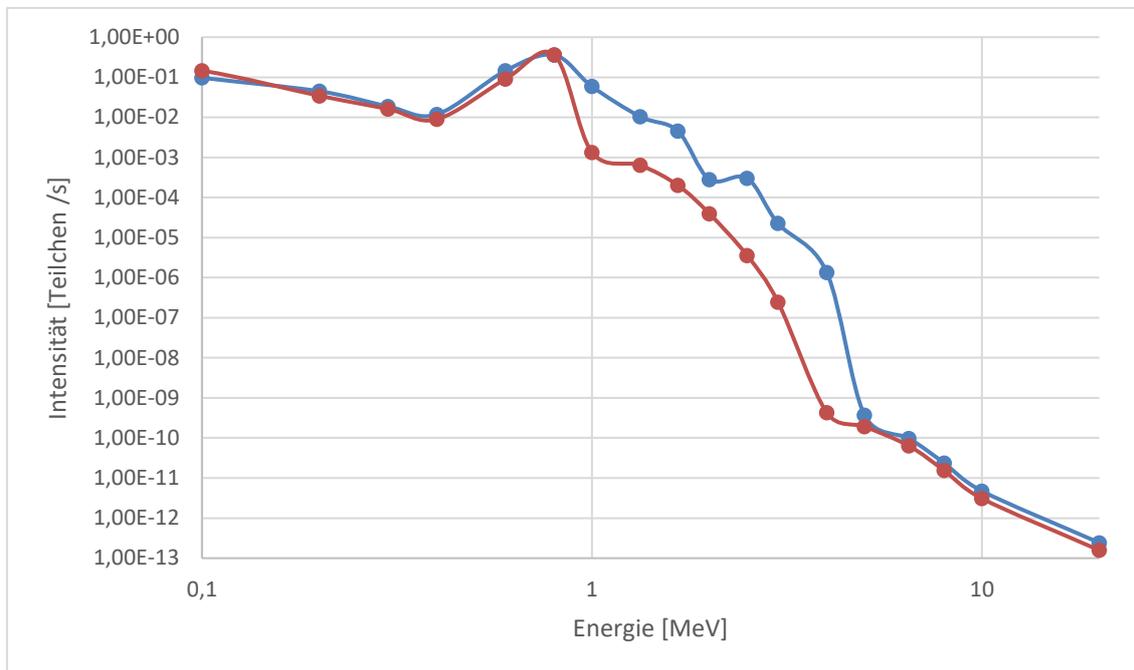


Abb. 6.6 Intensitätsverteilung der Photonenquellstärke nach fünf Jahren (blau) und 105 Jahren (rot)

Für die Photonenintensität (siehe Abb. 6.6) stellt sich die Verteilung so dar, dass die stärkste Gruppe sich zwischen 0,6 und 0,8 MeV herausbildet. Danach folgt der niederenergetische Bereich. Für die höheren Energien sind die Intensitäten sehr gering. Für die Gruppen mit hoher Intensität ist keine Änderung zu erkennen.

Für die drei vordefinierten Positionen bzw. Komponenten im Behälter soll nun der Fluss und damit auch die Dosisleistung berechnet werden. Als Komponenten sind die Korbumfassung (Zelle 1), die Kastenbegrenzung (Zelle 6) und die PE-Moderatoren (Zelle 708) ausgewählt worden (siehe Abb. 6.2)

Zur Dosisleistungsbestimmung wird eine Photonenrechnung mit den Ergebnissen zur Photonenstrahlung sowie eine gekoppelte Neutronen- und Photonenrechnung, die Ergebnisse für Neutronen und sekundäre Photonen liefert, durchgeführt. Gleiches erfolgt für die Bestimmung der deponierten Energie.

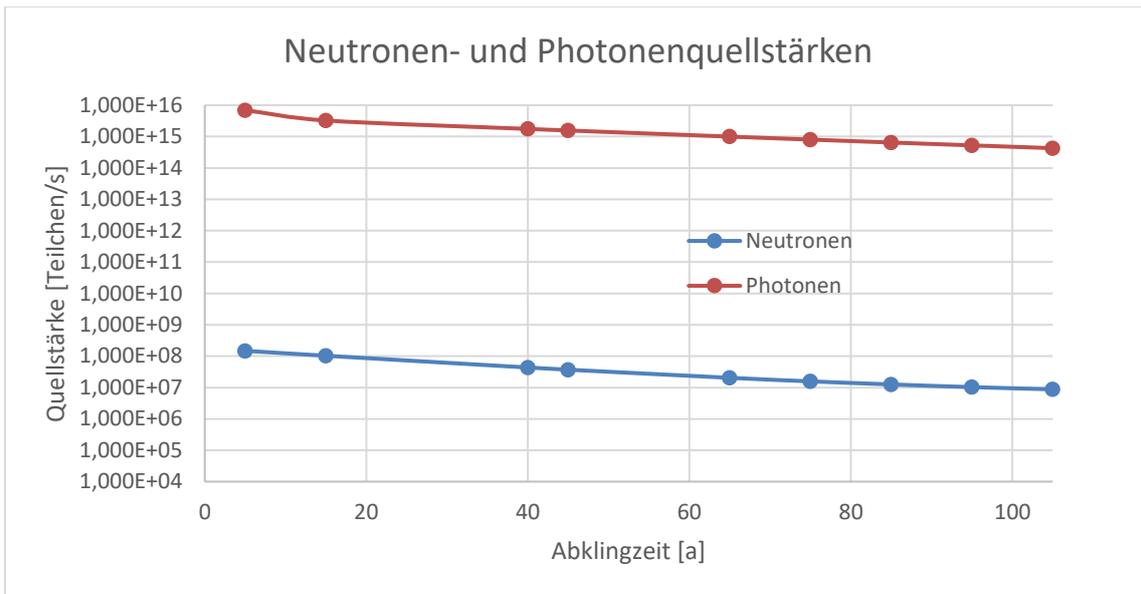


Abb. 6.7 Verlauf der Neutronen- und Photonenquellstärke pro Brennelement mit einem Abbrand von 55 GWd/MgSM

Die Quellstärke für Neutronen und Photonen nimmt über die Lagerzeit bis 100 Jahre um einen Faktor 17 ab (siehe Abb. 6.7). Die beiden Graphen verlaufen parallel zueinander. Die Neutronenquellstärke ist um acht Größenordnungen kleiner als die der Photonen. Für die Abschirmung ist damit auch klar, dass durch die große Wandstärke die Photoschwächung stark beeinflusst wird. Die Tab. 6.4 zeigt die SRCMCNP-Ergebnisse pro Brennelement und Behälter mit der Zeit. Die integralen Werte stellen auch die entsprechenden Normierungsfaktoren dar.

Tab. 6.4 SRCMCNP-Ergebnisse für die integrale Quellterm-Berechnung von Brennelement und Behälter

	5a		15a		40a		65a	
	BE	Behälter	BE	Behälter	BE	Behälter	BE	Behälter
Neutronen	1,479E+08	2,810E+09	1,03E+08	1,957E+09	4,35E+07	8,271E+08	2,04E+07	3,876E+08
Gamma	6,95E+15	1,321E+17	3,25E+15	6,175E+16	1,75E+15	3,329E+16	9,97E+14	1,894E+16

	75a		85a		95a		105a	
	BE	Behälter	BE	Behälter	BE	Behälter	BE	Behälter
Neutronen	1,57E+07	2,991E+08	1,25E+07	2,381E+08	1,03E+07	1,957E+08	8,74E+06	1,661E+08
Gamma	8,01E+14	1,522E+16	6,46E+14	1,228E+16	5,24E+14	9,950E+15	4,27E+14	8,111E+15

6.3.2 Neutronenflussberechnung

Für die Behälterbeladungen wurde an den Zellen 6 (innere Korbbegrenzung/Kastenblech), 1 (äußere Korbumfassung/Korbring), 708 und 758 (Neutronenmoderator-Stangen) der Neutronenfluss berechnet. Dazu werden F4 Tallies eingesetzt, die den Neutronenfluss gemittelt über das Zellvolumen bestimmen. Der Verlauf lässt sich mittels MCNPLOT darstellen. Um die Darstellung zu optimieren, wird eine genügend feine Energieunterteilung mit der E0-Karte vorgegeben, die jeweils 40 Intervallpunkte pro Energieschritt einführt (E0 1e-9 40i 1e-8 40i 1e-7 ...10). Die energetische Unterteilung gleicher Energieweiten durch die Lethargie mit $u=\ln(E_0/E)$ ermöglicht die aussagekräftige spektrale Visualisierung.

Bei der Betrachtung der Flussergebnisse ist festzustellen (siehe Tab. 6.5), dass die Abnahme des integralen Flusses über alle Energiebereiche logischerweise der Abnahme der Neutronenquellstärke folgt. Aus Abb. 6.8 und Abb. 6.9 kann der maximale Neutronenenergiebereich zwischen 1 keV und 1 MeV ausgemacht werden. NGSRC berechnet das Maximum mit 725 keV.

Tab. 6.5 Integraler Neutronenfluss an unterschiedlichen Komponenten

	Abklingzeit der Brennelemente							
	5	15	40	65	75	85	95	105
	n/cm2s							
Kastenblech	1,42E+5	9,70E+4	4,17E+4	1,97E+4	1,52E+4	1,22E+4	9,98E+3	8,48E+3
Korbring	7,72E+4	5,28E+4	2,28E+4	1,07E+4	8,26E+3	6,60E+3	5,42E+3	4,62E+3
PE-Stab	2,63E+4	1,81E+4	7,75E+3	3,65E+3	2,82E+3	2,26E+3	1,85E+3	1,58E+3

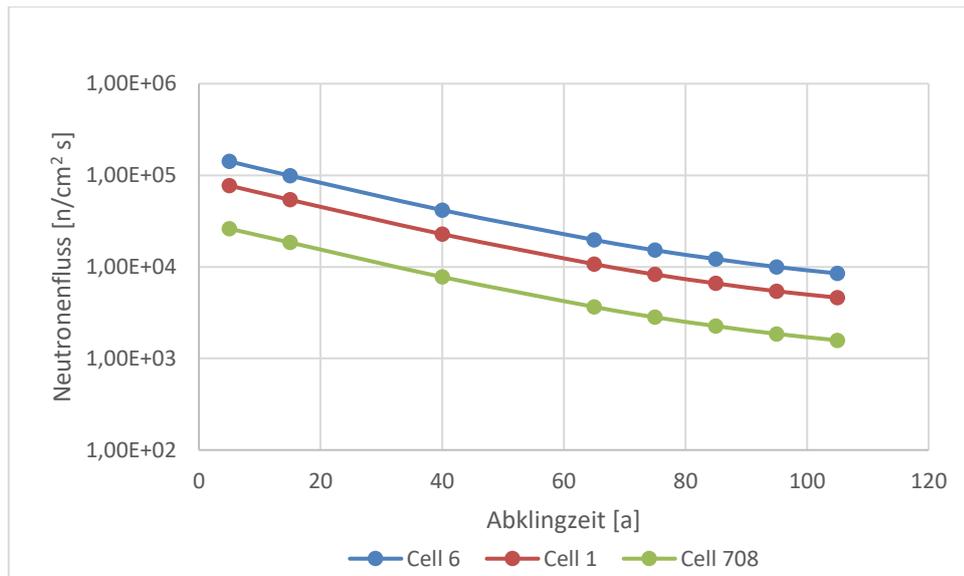


Abb. 6.8 Entwicklung des integralen Neutronenflusses mit der Zeit an drei Positionen

Der Neutronenflussverlauf an den einzelnen Positionen und zu den unterschiedlichen Abklingzeiten wird in den nächsten Abbildungen dargestellt. Der Fluss ist am zentralen Kasten (siehe Abb. 6.9, Zelle 6) im schnellen Energiebereich dominant. Je weiter die Komponenten im Außenbereich liegen, desto mehr wird der Neutronenfluss moderiert. Dies fällt insbesondere im Bereich der PE-Moderatorstäbe mit der thermischen Wölbung auf (siehe Abb. 6.9 für Zelle 757/705). Der Verlauf des Flusses verdeutlicht mit zunehmender Entfernung von der Quelle die Moderation des Spektrums mit einem deutlichen thermischen Anteil im PE-Moderator.

Tab. 6.6 Neutronenflussverteilung integriert über die vier Energiebereiche

Energiebereich	Neutronenflussverteilung nach 5 Jahren Abklingzeit		
	Zelle 1	Zelle 6	Zelle 705
0 bis 0,625 eV	1,85E+2 +-1,1 %	-	1,41E+4 +-0,9 %
0,625 eV bis 5,5 keV	1,00E+4 +-0,33 %	1,16E+4 +-0,71 %	6,34E+3 +-0,5 %
5,5 keV bis 1 MeV	5,80E+4 +-0,15 %	1,15E+4 +-0,31 %	4,88E+3 +-0,5 %
1 MeV bis 20 MeV	8,11E+3 +-0,28 %	1,40E+4 +-0,71 %	6,79E+2 +-0,6 %
Gesamt	7,62E+4 +-0,14 %	1,40E+5 +-0,28 %	2,60E+4 +-0,5 %

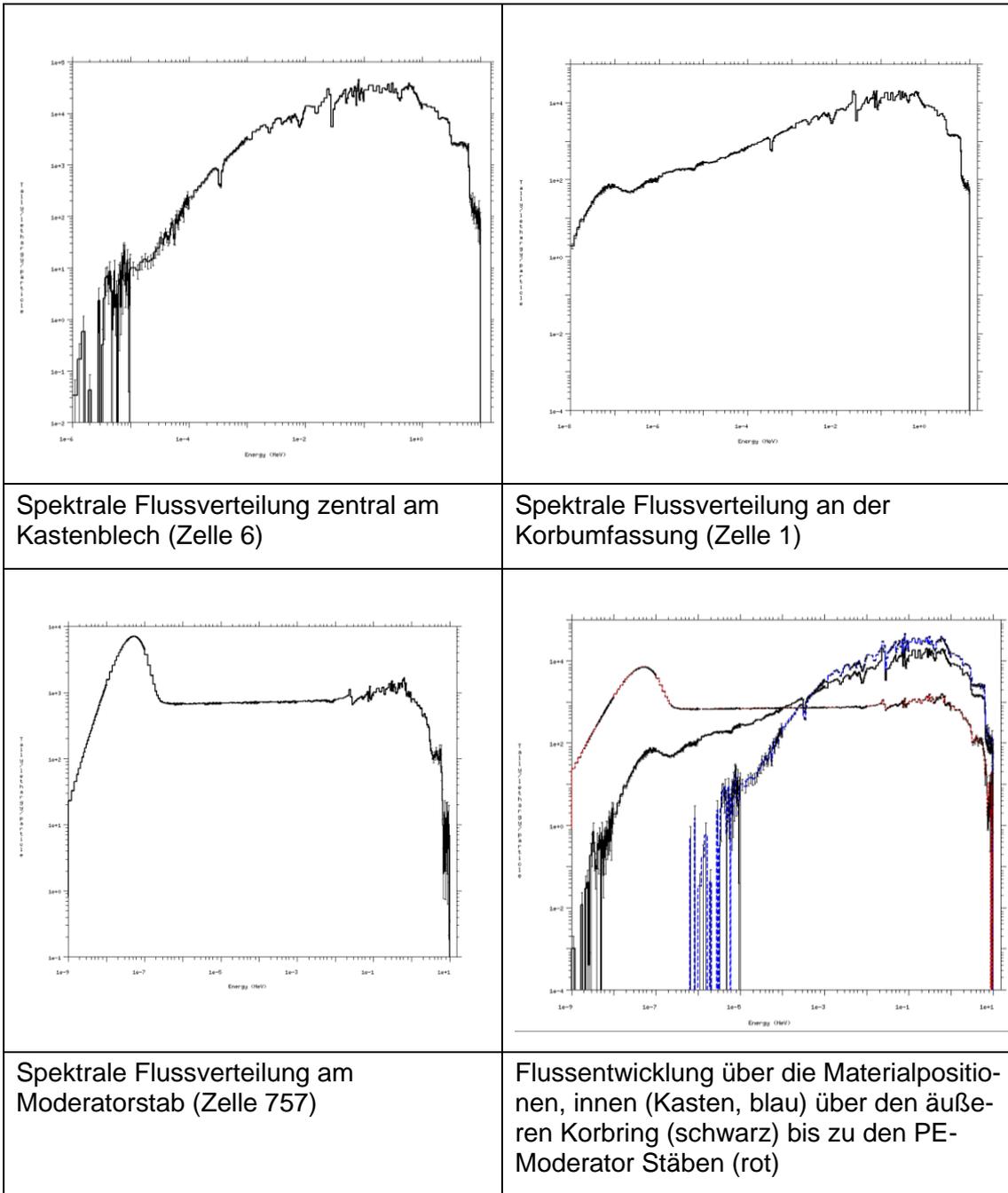


Abb. 6.9 Neutronenfluss an unterschiedlichen Materialzonen nach der Beladung (Abklingzeit der Brennelemente 5 a) in doppelt logarithmischer und in Lethargie-Darstellung (Fluss normalisiert mit gleichem ΔE)

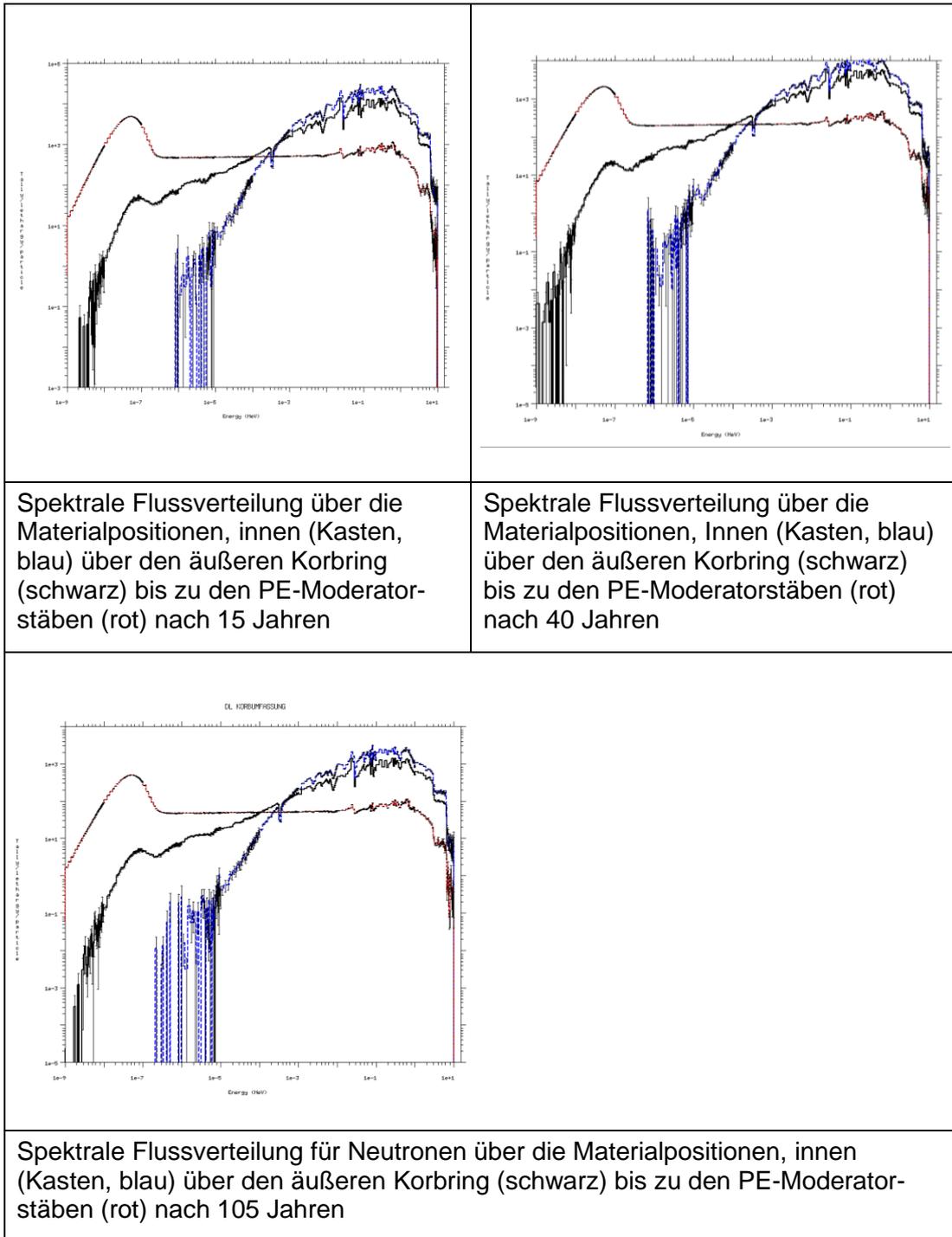


Abb. 6.10 Spektrale Flussverteilung für Neutronen mit zunehmender Abklingzeit der Brennelemente an unterschiedliche Komponenten des Behälters

Die Verteilung der Neutronen über den Energiebereich zeigt ein spektral unverändertes Bild mit größer werdender Abklingzeit, allerdings ändert sich die absolute Höhe (siehe Abb. 6.10).

Mit MCNP lässt sich ein feines Gitter über die Geometrie legen (tmesh), die dann eine Flussverteilung über den Querschnitt des Behälters darstellen kann (siehe Abb. 6.11). Die Farbskala ist nur über eine Zehnerpotenz abgestuft und verdeutlicht, dass im inneren Bereich, wo die Brennelemente eingebracht sind, der Neutronenfluss relativ gleichmäßig ist und erst in den äußeren Bereichen deutlich abnimmt.

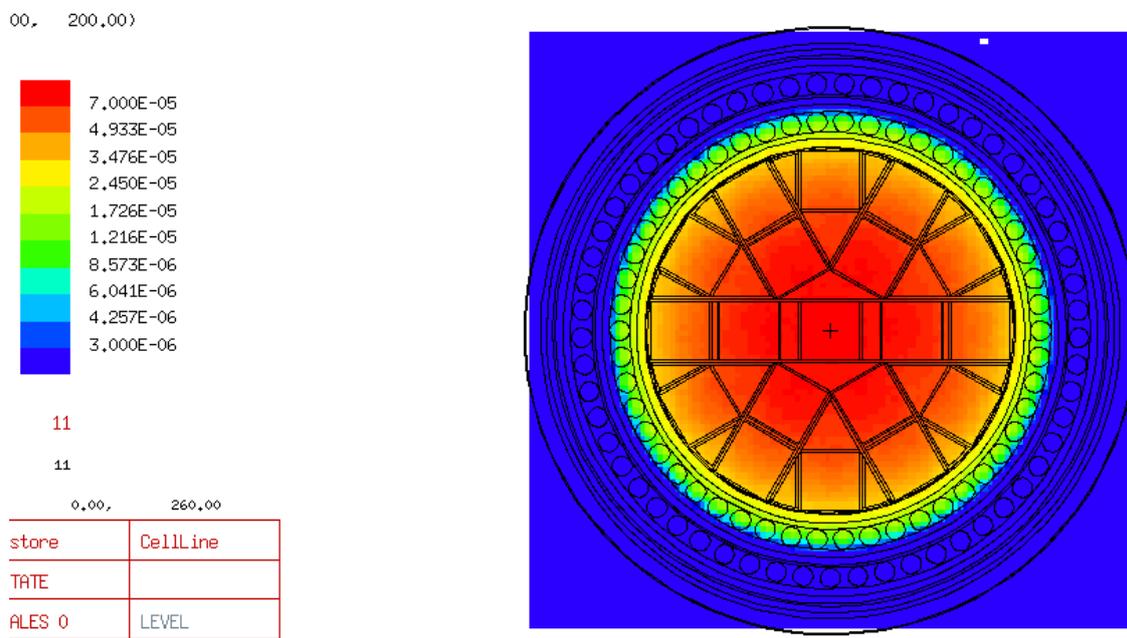


Abb. 6.11 Flussverteilung über den Behälter nach 105 Jahren

Die sich einstellende Fluenz liegt bei dieser angenommenen Beladung maximal bei $5 \cdot 10^{14}$ n/cm² (siehe Abb. 6.12). Damit deutet sich bereits an, dass der kritische Fluenzbereich mit 10^{17} mit der angenommenen Beladung um gut zwei Zehnerpotenzen verfehlt wird.

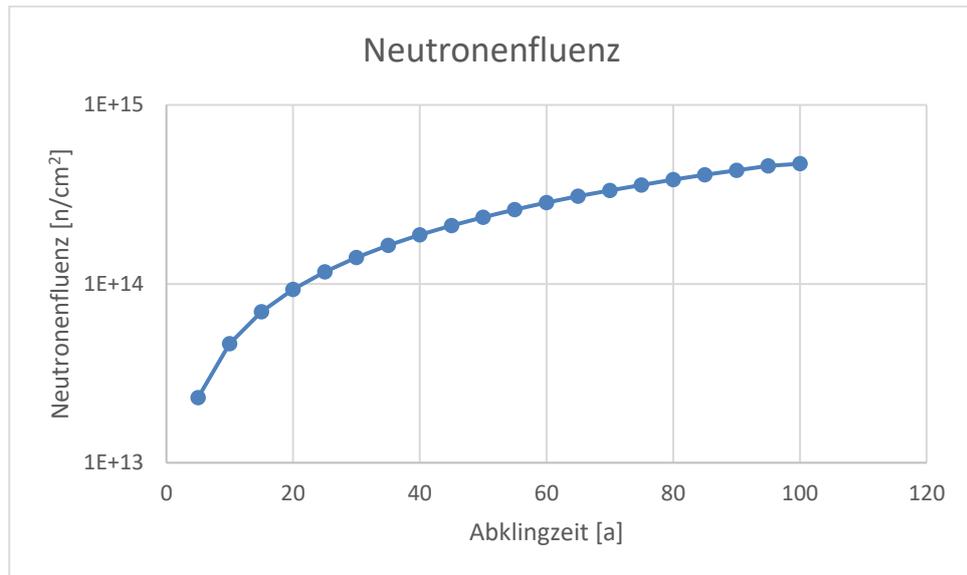


Abb. 6.12 Integraler Neutronenfluss bei der angenommenen Behälterbeladung im Korbereich

6.3.3 Photonenflussberechnung

Für die Photonen ergibt sich an den unterschiedlichen Positionen folgendes Bild: Wie bereits vom Quellterm bzw. der Energieverteilung aus Abb. 6.13 abzuleiten ist, sind die vorhandenen Photonen eher im Bereich der niederenergetischen Teilchen angesiedelt. Die Wechselwirkung mit Materie liegt im Bereich der Photonen- und Compton-Streuung.

Tab. 6.7 Integraler Photonenfluss an den unterschiedlichen Bauteilen

	Abklingzeit der Brennelemente							
Flussmittel	5a	15a	40a	65a	75a	85a	95a	105a
	Photonen/cm ² *s							
Kastenblech	3,88E+10	1,58E+10	8,15E+09	4,52E+09	3,58E+09	2,84E+09	2,25E+09	1,79E+09
Korbring	2,35E+10	9,52E+09	4,93E+09	2,74E+09	2,17E+09	1,72E+09	1,36E+09	1,08E+09
PE-Stab	8,21E+08	3,15E+08	1,58E+08	8,72E+07	6,86E+07	5,45E+07	4,33E+07	3,41E+07

Die nachfolgenden Abbildungen verdeutlichen die Energieverteilung der Photonenstrahlung. Das Maximum liegt im Bereich zwischen 0,1 und 1 MeV. Dies ändert sich auch hin zu längeren Lagerzeiten nicht.

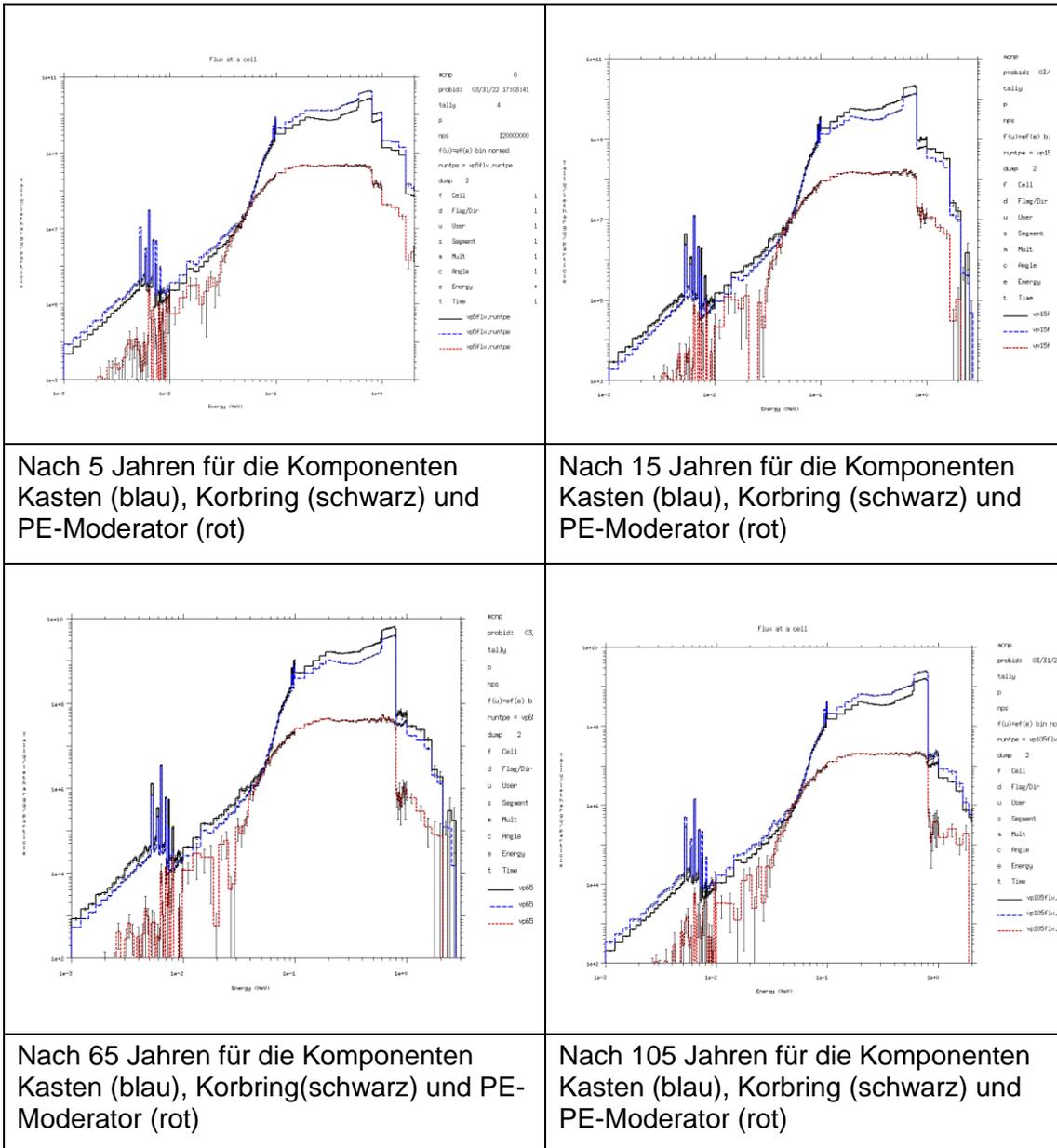


Abb. 6.13 Spektrale Flussverteilung für Photonen mit zunehmender Abklingzeit der Brennelemente an unterschiedliche Komponenten des Behälters

Für die Photonen ergibt sich zunächst ein ähnliches Bild wie bei den Neutronen. Die spektrale Verteilung bleibt für die unterschiedlichen Abklingzeiten ähnlich. Allerdings zeigt sich hier mit der Zeit eine Änderung, indem sich eine scharfe Abbruchkante im Bereich von 700 keV ausbildet. Die höher energetischen Bereiche sind nach langen Lagerzeiten nicht mehr vorhanden bzw. weniger ausgeprägt in der Intensität.

6.3.4 Dosisleistungsberechnung

Die Dosisleistung wird an den Stellen der inneren Korbposition (Kastenblech), der Korbumfassung und an zwei versetzten Positionen an den Moderatorstäben ermittelt. Dabei wird die Dosisleistung nicht an einem Punkt, sondern gemittelt über die Komponenten errechnet. Für die Dosisleistungsbestimmung sind die Konversionsfaktoren nach ICRP74 angewendet worden. Auch hier wurden die volumenmittelnden F4 Tallies eingesetzt.

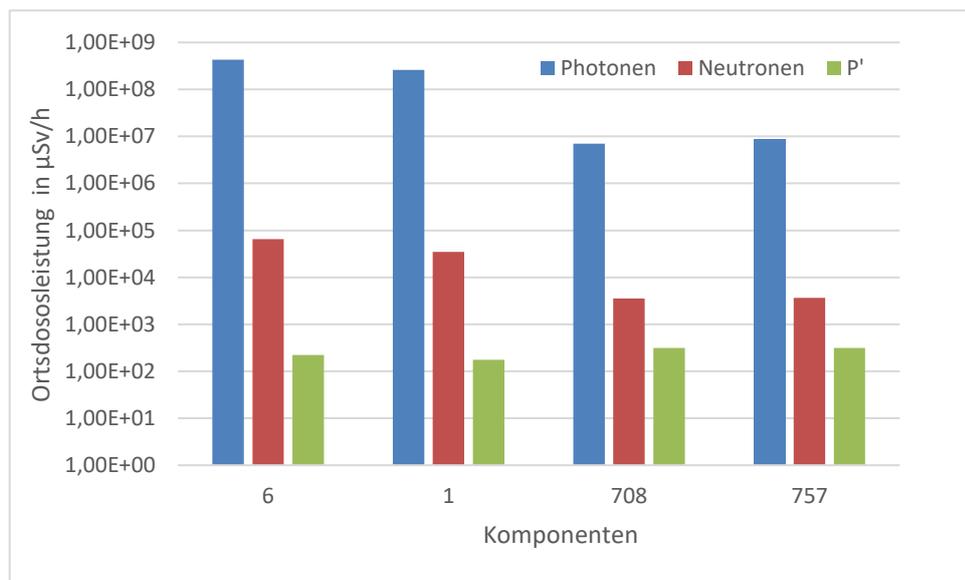


Abb. 6.14 ODL in $\mu\text{Sv/h}$ an den einzelnen Komponenten zum Beladezeitpunkt (fünf Jahre Abklingzeit) in den Behälter

Die Aufteilung der Dosisleistung ist dargestellt für die einzelnen Komponenten Kastenblech (6), Korbumfassung (1) und PE-Moderatorstäbe (708 und 757). Die Photonendosisleistung (in blau) ist dominant, gefolgt von der Neutronendosisleistung (rot) und der Sekundärphotonendosisleistung (grün). Die Dosisleistung verringert sich, je weiter die Komponenten in radial zunehmendem Abstand angeordnet sind.

Die Abb. 6.14 verdeutlicht die Dominanz der Gammastrahlung im Behälter. Die Neutronendosisleistung fällt vier Zehnerpotenzen geringer aus. Je weiter die Komponenten von der Mitte entfernt sind, desto geringer werden die Dosisleistungswerte.

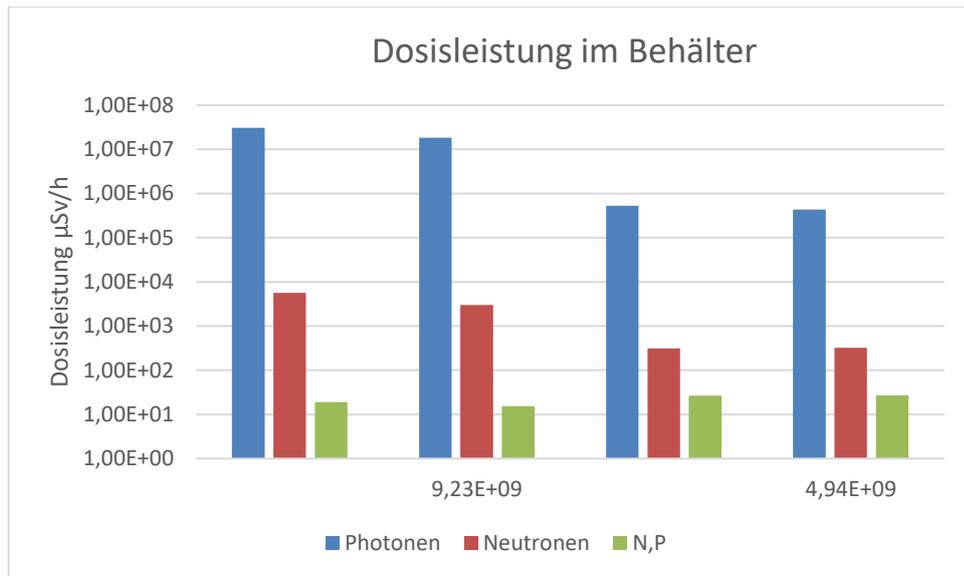


Abb. 6.15 Dosisleistungsanteile an den einzelnen Positionen im Behälter nach 105 Jahren

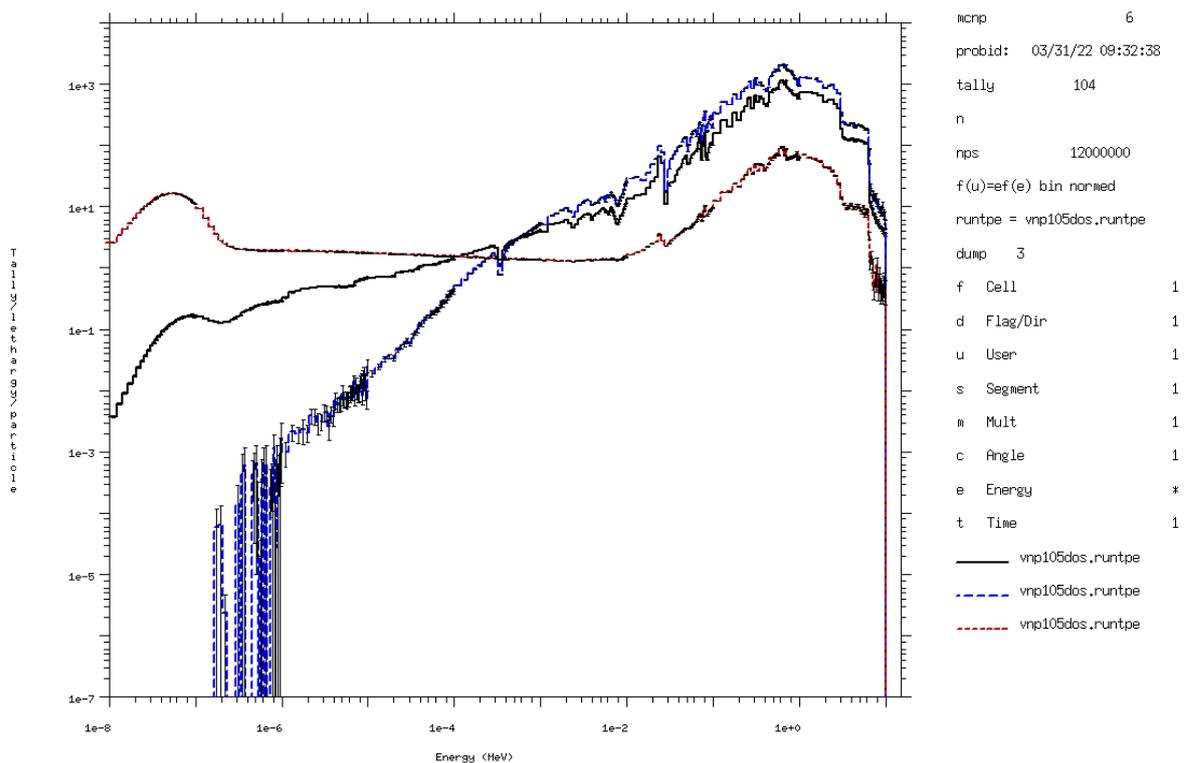


Abb. 6.16 Spektrale Neutronendosisleistungsverteilung nach 105 Jahren Abklingzeit an Zelle 1 (Korbring, schwarz), Zelle 6 (Kasten, blau) und Zelle 707 (PE-Stab, rot)

Wie aus den vorherigen Untersuchungen zu erwarten war, entspricht der Dosisleistungs-verlauf qualitativ dem Neutronenflussverlauf.

6.3.5 Berechnung der deponierten Energie

Die Strahlung durch Materie wird mit zunehmender Materialdicke geschwächt. Die dabei absorbierte Energie wird im Material durch Ionisation umgesetzt. Dabei durchdringt der Teilchenfluss eine Materialschicht und wird an den Atomen gestreut.

Somit ist die übertragene Energie diejenige, die an der Ionisierung und Anregung der Atome und Moleküle innerhalb des Volumens und den damit verbundenen chemischen Veränderungen beteiligt ist. Diese Energie wird schließlich fast vollständig in Wärmeenergie umgewandelt. Die übertragene Energie pro Masseneinheit führt zur Menge der Energiedosis.

Die Energiedeposition wird in MeV/g bzw. Gray angegeben. 1MeV/g entsprechen $1E-10$ Gy.

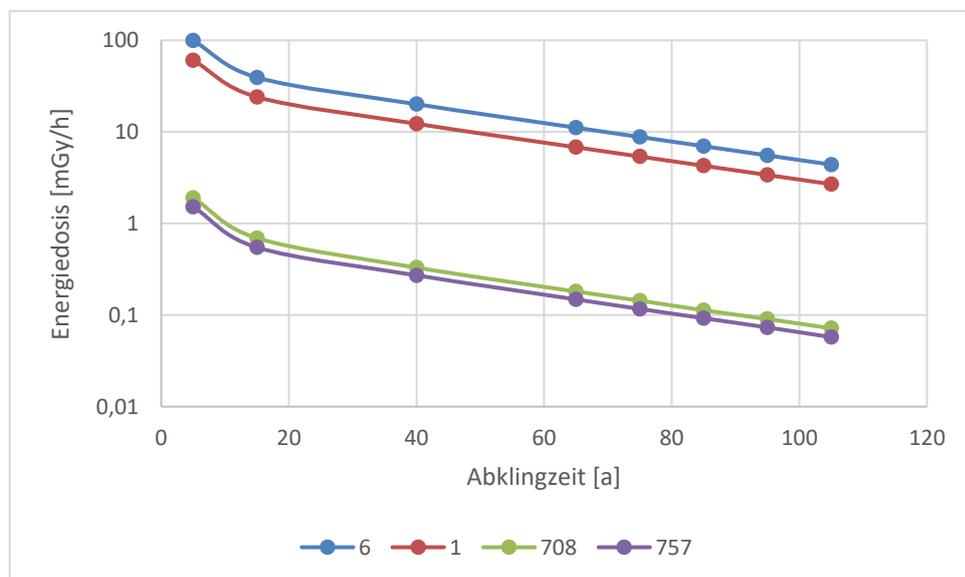


Abb. 6.17 Deponierte Energie aus Photonen- und Neutronenstrahlung an den Komponenten Kastenblech (6), Korbumbfassung (1) und den Moderator-Stangen (708 und 757)

Aus den Rechnungen zur deponierten Energie (siehe Abb. 6.17) geht hervor, dass die Photonenstrahlung dominiert und durch die Neutronen nur ein vernachlässigbarer Anteil beigesteuert wird. Der Maximalwert liegt bei etwa 0,1 Gy am inneren Brennelementkas-

ten und an der Korbumfassung. Etwa 1/100 wird noch an den PE-Moderatorstangen absorbiert. Die Bestimmung mit MCNP erfolgte über den F6 Tally.

6.3.6 DPA-Berechnung

Die Berechnung der DPA erfolgt bei Materialien, die aus mehreren Elementen bestehen, separat für jedes Element. Da die Zusammensetzung anteilmäßig aus den reinen Elementen besteht, muss das atomare Verhältnis zum Gesamtmaterial berücksichtigt werden. Dies bedeutet für Eisen im Kastenblech die Berücksichtigung des Faktors 5,47 E-02, der die Nuklidichte des Eisens im Gemisch als Vielfaches von $1 \text{ E}+24 / \text{cm}^3$ wiedergibt. Das entspricht einem Anteil von 78,8 % der atomaren Dichte des Eisens. Für die zwei Komponenten Kastenblech und Korbumfassung werden die weiteren Faktoren für alle übrigen enthaltenen Elemente in Tab. 6.8 aufgelistet.

Tab. 6.8 Atomare Dichte (in $\text{barn}^{-1} \text{ cm}^{-2}$) der Elemente Eisen, Silizium, Nickel, Chrom und Mangan am Edelstahl und dem Korbumfassungsmaterial

	Fe-Anteil	Si-Anteil	Ni-Anteil	Cr-Anteil	Mn-Anteil
Kastenblech	5,47E-02	1,67E-03	1,02E-02	1,67E-02	1,28E-03
Korbumfassung	6,76E-02	1,67E-03	3,40E-03	1,15E-02	1,28E-03

Die Konstante der Multiplikationskarte FM4 besteht somit aus der jeweiligen atomaren Dichte (Partialdichte) multipliziert mit dem Effizienzwert, dividiert durch den zweifachen Schwellwert für die Auslöseenergie. Die ermittelten Werte für die Konstante C finden sich in Tab. 6.9. Die Multiplikationskarte FM4 besteht aus der Konstanten, der Materialnummer und der Reaktionskennung. Damit ist das Ergebnis noch nicht normiert. Bereits enthalten ist die Partikelanzahl und damit der Neutronenfluss am Material. Für die DPA-Bestimmung ist die Bestrahlungszeit nicht von Bedeutung. Der FM4 Tally integriert die Rate. Einzubeziehen ist die Anzahl der Partikel. Die Berechnungsergebnisse für die DPA sind in Tab. 6.10 aufgeführt.

Tab. 6.9 Errechnete Konstante C aus der Materialzusammensetzung und den Schwellwertenergien für die Elemente Eisen (Fe), Silizium (Si), Nickel (Ni), Chrom (Cr), Mangan (Mn) in Edelstahl und Radionox (Korbkasten)

Edelstahl					Radionox			
	Anteil	A (g/mol)	Pm g/cm ³	C	Anteil	A (g/mol)	ρ _m g/cm ³	C
Eisen	0,8043	55,847	6,76E-02	1,13E-03	0,6509	55,847	5,47E-02	9,12E-04
Si	0,01	28,086	1,67E-03	2,68E-05	0,01	28,086	1,67E-03	2,68E-05
Ni	0,0425	58,71	3,40E-03	5,67E-05	0,1275	58,71	1,02E-02	1,70E-04
Cr	0,1275	51,996	1,15E-02	1,15E-04	0,185	51,996	1,67E-02	1,67E-04
Mn	0,015	54,938	1,28E-03	1,28E-05	0,015	54,938	1,28E-03	1,28E-05

Die Fluenz ist das Integral aus der Zeit der Bestrahlung und dem Neutronenfluss.

Tab. 6.10 Berechnete DPA/s normalisiert für die zwei Komponenten Korbumbfassung (Edelstahl) und Korbkasten (Radionox) mit der Zeit

Jahre	Material	DPA/s					
		Gesamt	Fe-Anteil	Si-Anteil	Ni-Anteil	Cr-Anteil	Mn-Anteil
5	Radionox	4,22E+00	2,75E+00	1,39E-01	6,99E-01	5,75E-01	5,00E-02
	Edelstahl	2,28E-00	1,84E+00	7,36E-02	1,26E-01	2,17E-01	2,67E-02
105	Radionox	2,61E-01	1,70E-01	8,51E-03	4,29E-02	3,57E-02	3,08E-03
	Edelstahl	1,40E-01	1,13E-01	4,49E-03	7,71E-03	1,34E-02	1,64E-03

Die Ergebnisse sind pro Volumeneinheit cm³.

Als Ergebnis sind an der Komponente Korbkasten (siehe Abb. 6.18) für Eisen mit dem größten Anteil auch die DPA/s mit 2,75 E+00 am größten. Cr mit 18 % Massenanteil im BE-Kastenmaterial hat weniger DPA/S zu verzeichnen als Nickel mit einem Massenanteil von 11 %. Für Mangan und Si haben etwa den gleichen Massenanteil, aber Mangan ist weniger DPA-sensibel. Ähnliche Massenverhältnisse der Elemente liegen im Edelstahl vor. Die sich einstellenden DAP fallen ähnlich wie beim Radionox aus.

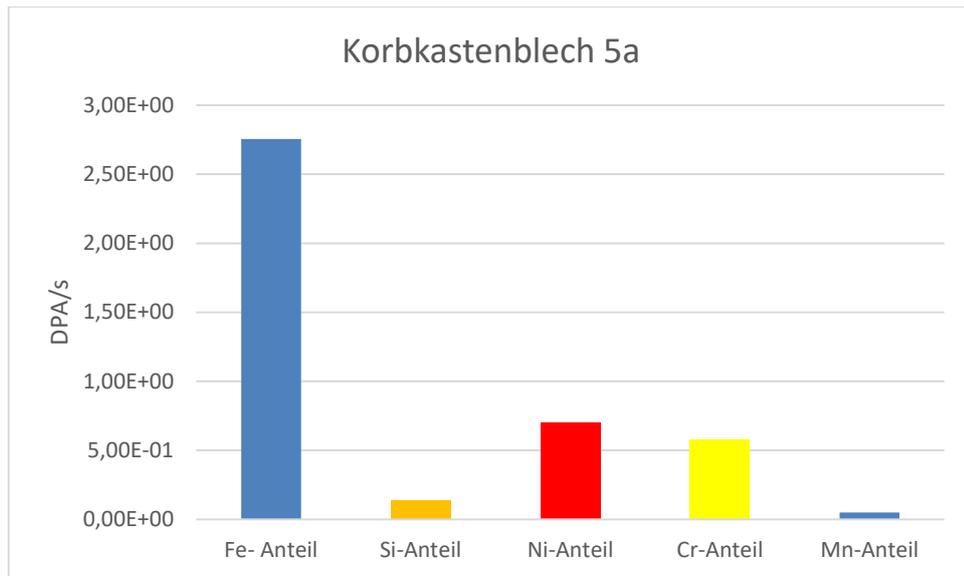


Abb. 6.18 DPA/s für das Bauteil des zentralen Korbkastens

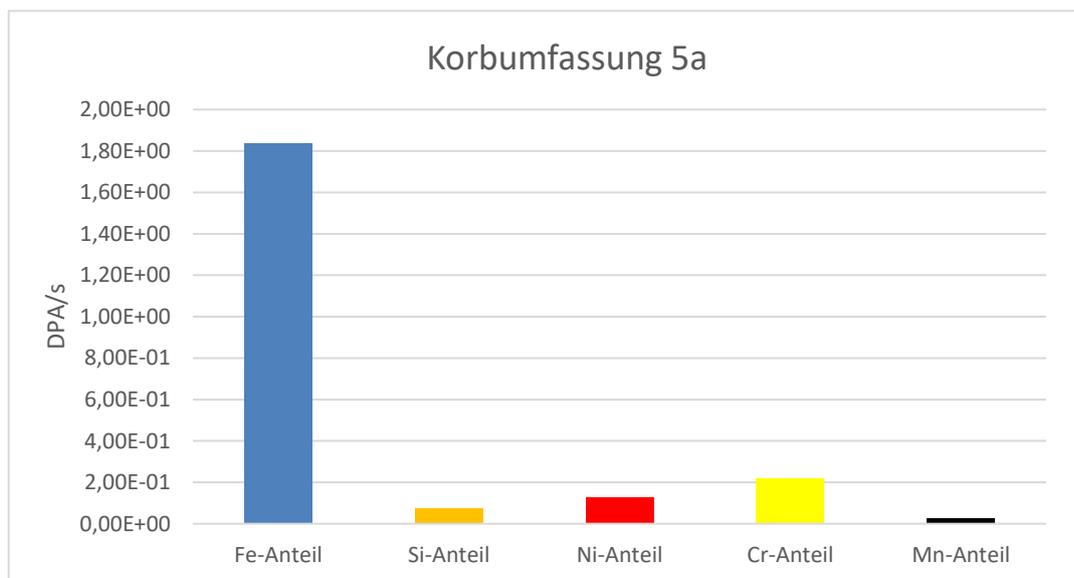


Abb. 6.19 DPA/s für das Bauteil Korbumfassung nach 5 Jahren

Der Vergleich zwischen Abb. 6.18 und Abb. 6.19 zeigt im Prinzip ein ähnliches Verhalten der Einzelemente unter Berücksichtigung der unterschiedlichen Anteile im Material. Die DPA/s für den Korbkasten zeigen einen 1,5-fach höheren Wert als für die Korbumfassung. Dies entspricht auch den Erwartungen, da das Material einem größeren Fluss ausgesetzt ist. Nach 100 Jahren sind die DPA/s beider Materialien um etwa den gleichen Faktor kleiner geworden. Da die Neutronenflüsse an beiden Komponenten spektral sehr ähnlich verlaufen (siehe Abb. 6.10) verhalten sich die DPA-Anregungen entsprechend der Einzel-Materialien mit der Zeit gleich (siehe auch Abb. 6.20). Bei beiden

Komponenten sind die DPA/s nach 100 Jahren um 93 % kleiner, als dies zum Zeitpunkt der Beladung der Fall war. Die Gesamt-DPA im Material der Korbumfassung sind um etwa einen Faktor 2 kleiner als die am zentralen Teil des Korbkastens.

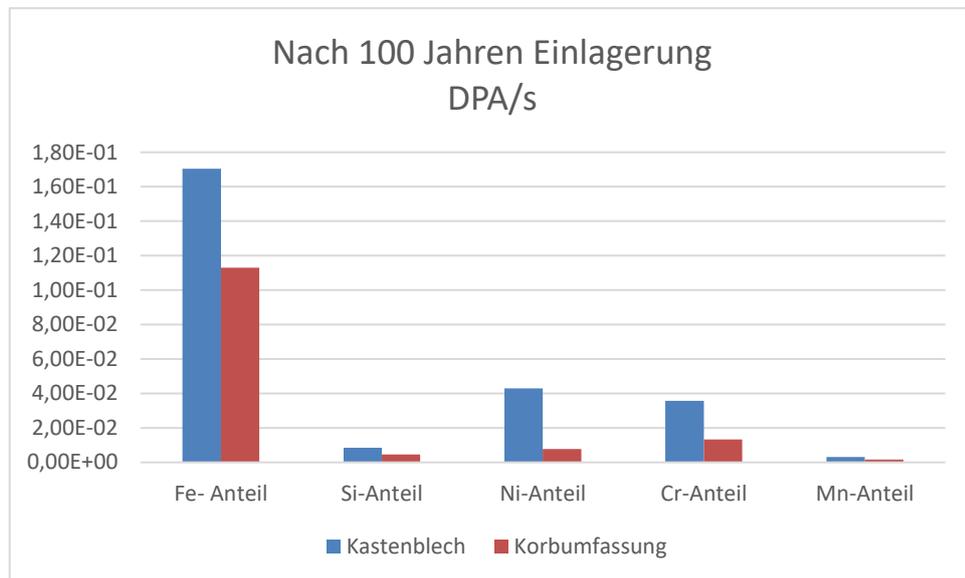


Abb. 6.20 DPA/s nach 100 Jahren nach der Einlagerung für die beiden Materialien

Abb. 6.20 zeigt die für die Einzelmateriale beider Komponenten ermittelten DPA nach 100 Jahren. Das DPA-Anteile der Elemente werden mit der Zeit kleiner, es ändert sich aber nicht die grundlegende Verteilung auf die Elemente. Eisen mit dem größten Massenanteil bleibt für die DPA maßgebend unabhängig von der Lagerzeit. Für die anderen Elemente gilt auch, dass es zu keiner Verschiebung untereinander in Bezug auf die DPA-Anteile kommt.

In der Literatur wird konstatiert, dass bei DPA-Raten von mehr als 0,1 DPA die Materialien eine gewisse Strahlungshärtung und Versprödung erfahren. Veränderungen wie Phaseninstabilitäten, Bestrahlungskriechen und volumetrische Schwellung durch Hohlraumbildung treten erst auf, wenn ein DPA-Wert von mehr als zehn erreicht wird /LOS 17a/. In den hier durchgeführten Analysen wird der Wert um den Faktor 2 unterschritten.

Es ist anzumerken, dass verschiedene Faktoren und deren Einfluss auf das Ergebnis zu überprüfen sind. Der Einfluss der Temperatur ist hier unberücksichtigt geblieben. Ebenso ist das verwendete DPA-Modell eher konservativ. Weitere DPA-Modelle sind zu prüfen und mit den bisherigen Ergebnissen in Relation zu bringen. Einflüsse durch die

verwendeten DPA-Wirkungsquerschnittsdatensätze sind zu erwarten. Wie groß die entsprechenden Auswirkungen letztendlich sind, bleibt zu ermitteln.

7 Zusammenfassung

Mit der verlängerten Zwischenlagerung geht eine Vielzahl technischer und nicht-technischer Fragestellungen einher, die zum Teil im Rahmen dieses Forschungsvorhabens adressiert wurden. Das Langzeitverhalten der Inventare und der Behälter stehen dabei insbesondere im Fokus.

Für die LWR-Inventare wurde in einer fortgeführten Bestandsanalyse gezeigt, dass die Ergebnisse des Vorgängervorhabens 4718E03310 weiterhin gültig sind. Es ergab sich die neue Erkenntnis, dass bei einem geringeren Wasserstoffgehalt in den Brennstabhüllrohren, die Hydride bei den Temperaturen zu Beginn der Zwischenlagerung nahezu vollständig in Lösung gehen und sich während der Abkühlung im Verlauf der Zwischenlagerung in Form von wenigen sehr langen Hydriden ausscheiden können. So können größere durchgehende Bereiche der Hüllrohrwandstärke betroffen sein. Best-estimate Rechnungen und die darauf basierenden probabilistischen Rechnungen mit einer prototypischen Implementierung der integralen Analyse haben sich als zuverlässig und stabil in der Ausführung erwiesen. Es ist aufgefallen, dass weder die axiale Drehorientierung der Brennelemente im Behälter festgelegt ist noch, dass eine Dokumentation erfolgen muss. Daher kann sich die Drehorientierung des Brennelementes bei nicht homogenem Abbrand über den Brennelementquerschnitt als sensitiver Faktor darstellen.

Die Edelstahlkokillen für verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung stellen auch im Hinblick auf die verlängerte Zwischenlagerung durch die verwendeten Materialien ein robustes System dar. Konservative Abschätzungen verdeutlichen, dass ein kritischer Druckaufbau in der Kokille selbst bei erhöhter Wärmeleistung des HAW-Glasproduktes auszuschließen ist.

Aluminium findet u. a. als Dispersionsstoff und Hüllrohrmaterial bei Forschungsreaktorbrennelementen Anwendung und wird in Teilen auch in Transport- und Lagerbehältern als Strukturmaterial verwendet. Die Betrachtungen zum Langzeitverhalten Aluminium-basierter Komponenten zeigen, dass das Oxidationsverhalten auch unter sehr konservativen, für die Zwischenlagerung als unrealistisch anzusehenden, Randbedingungen mit hoher Temperatur und Luftfeuchte als gering einzuschätzen ist.

Bei den AVR- und THTR-Brennelementkugeln gibt es bisher keine Indizien, dass bei einer verlängerten Zwischenlagerung unzulässige Effekte auftreten könnten. Das robuste mehrschichtige Auslegungs- und Rückhalteprinzip der Brennelemente, geringe

vorherrschende Temperaturen im Behälter, sowie die Begrenzung von Sauerstoff und Feuchtigkeit minimieren die Wahrscheinlichkeit des Auftretens von Degradationseffekten.

Die im Zwischenlager Nord stehenden CASTOR® 440/84 sind neben den regulären Beladungen mit WWER-Brennelementen zum Teil mit Anfahrquellen, Ionisationskammern, defekten Brennelementen und Filterkerzen beladen – ein deutlicher Unterschied zu zwischengelagerten LWR-Brennelementen. Diese Beladungen sind beantragt, begutachtet und für eine Zwischenlagerdauer von 40 Jahren genehmigt worden. Hinsichtlich einer verlängerten Zwischenlagerung gilt es, vorerst zu prüfen, ob die bestehenden Nachweise auch für längere Zeiträume abdeckend sind oder ob es Indizien für degradierende Effekte gibt.

Die Transport- und Lagerbehälter betreffend, wurden international mehrere Versuchsreihen durchgeführt, die das Langzeitverhalten von Federkern-Metalldichtungen beim Einsatz in Transport- und Lagerbehältern betrachten. Vor allem im Hinblick auf die beschleunigte Alterung bei erhöhter Temperatur konnten positive Ergebnisse zur Langzeiteignung verschiedener Metalldichtungen erzielt werden. Ein adäquates Dichtungsverhalten bezüglich der Leckagerate konnte auch bei sinkender Rückstellkraft gezeigt werden. Aus den bisherigen experimentellen Ergebnissen kann geschlossen werden, dass der Abfall der Rückstellkraft im statischen Lagerbetrieb zu keiner problematischen Einschränkung der Dichtfunktion führt. Anders ist die Situation jedoch bei dynamischen Lasten (z. B. beim Transport) zu bewerten, da hier vor allem die nutzbare Rückstellung entscheidend ist.

Über die Alterungsprozesse der Brennelementtragkörbe ist zum heutigen Zeitpunkt nur wenig bekannt. Die Befunde der Inspektion des Tragkorbs eines CASTOR® V/21 aus dem Jahr 1999, durchgeführt am INEEL, sind die einzig verfügbaren experimentellen Daten, anhand derer sich Rückschlüsse auf den Zustand der Behälterinneneinbauten ziehen lassen. Um sich der Thematik auf theoretischem Wege zu nähern, wurden Berechnungen – zur Ermittlung der Materialschädigung des Tragkorbes infolge der Neutronenstrahlungen – durchgeführt. Aus der Literatur geht hervor, dass die Materialien bei einem entsprechenden Strahlungseinfluss eine gewisse Strahlungshärtung und Versprödung erfahren. Veränderungen wie Phaseninstabilitäten, Bestrahlungskriechen und volumetrische Schwellung durch Hohlraumbildung treten erst bei deutlich höheren Intensitäten und folglich akkumulierten Schäden auf atomarer Ebene auf. In den durchgeführten Analysen wurden die Grenzwerte um den Faktor zwei unterschritten. Die in den

Analysen genutzten Modelle sind zum Teil konservativ und noch mit Unsicherheiten behaftet. Weitere Modelle zur Simulation der Strahlenschäden sind daher zu prüfen und mit den bisherigen Ergebnissen in Relation zu bringen.

Bei Bolzen, Schrauben und Anschlagelagerelementen der Transport- und Lagerbehälter könnten Alterungseffekte, wie z. B. Spannungsrelaxation oder galvanische Korrosion, auftreten oder sich Veränderungen infolge von Unfällen ergeben. Die besagten Komponenten sind jedoch zugänglich und können im Rahmen eines Alterungs- und Inspektionsprogramms hinsichtlich ihrer Eigenschaften und Funktionalität überprüft und überwacht werden. Ferner sind die Komponenten im Falle von Beschädigungen austauschbar. Entsprechende Ersatzteile oder Fertigungskapazitäten müssten für die anvisierten Zwischenlagerzeiträume vorgehalten werden.

Sicherheitsrelevante Materialänderungen der Moderatorstäbe aus Polyethylen können durch eine thermische Belastung und durch Strahlungseinflüsse entstehen. Besonders die Reduktion des Wasserstoffgehalts beeinflusst hierbei das Vermögen des Polyethylens, Neutronen zu moderieren. Weitere relevante Eigenschaftsänderungen können den Erhalt von Form und Struktur betreffen. Die im Hinblick auf 40 Jahre Lagerzeit durchgeführten und ausgewerteten Untersuchungen zeigten einen geringen Einfluss von Strahlung und Temperatur. Untersuchungen zum Langzeitverhalten von hoch- bzw. ultrahochmolekularem 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. Durch die bisher ermittelten geringen Ausmaße an Degradation ist nicht mit einer signifikanten Einschränkung der Moderations- und Abschirmfunktion im Verlauf der zu erwartenden Zwischenlagerdauer zu rechnen. Dies gilt insbesondere auch unter Berücksichtigung der steten Abnahme der thermischen und strahleninduzierten Einwirkungen über längere Lagerzeiten.

Um die Auswirkungen mechanischer Belastungen von Brennelementen durch Vibrationen und Stöße unter normalen Transportbedingungen und bei Handhabungsvorgängen zu untersuchen, wurden sowohl von US-amerikanischer Seite – in Kooperation mit spanischen und koreanischen Forschungseinrichtungen – also auch vom Korea Atomic Research Institute selbst, Transportexperimente mit beladenen und instrumentierten Behältern durchgeführt. Bis dato ergeben sich keine Erkenntnisse auf unzulässig hohe Belastungen. Beim Transport waren die gemessenen Beschleunigungen und Spann-

gen im Vergleich zu den Behälterhandhabungen vergleichsweise gering. Die Messungen stellen wertvolle Daten bereit, die u. a. für die Modellerstellung und Durchführung strukturdynamischer Analysen genutzt werden können.

Für die Betrachtung der sozio-ökonomischen Aspekte einer verlängerten Zwischenlagerung im Hinblick auf eine Standortregion wurden die Aspekte Wirtschaft und Gesellschaft, Wahrnehmung von Sicherheit und die prozedurale Ausgestaltung in den Fokus genommen. Leitfadengestützte Interviews in zwei Beispielregionen mit Akteuren aus Politik, Wirtschaft und Öffentlichkeit zeigten, dass von einem Zwischenlager kein wesentlicher Beitrag, aber auch kein Hemmnis für die wirtschaftliche Entwicklung einer Region erwartet wird. Die Zwischenlager wurden von den Interviewten der beiden Standorte als sicher wahrgenommen. Fragen bezüglich der gewählten Baukonzepte, aber auch im Hinblick auf die Adressierung der Alterung von Behälter und Inventar blieben bestehen. Für die prozedurale Ausgestaltung zukünftiger Genehmigungsprozesse erwarten die Interviewten der Beispielregionen eine umfassende Öffentlichkeitsbeteiligung.

Literaturverzeichnis

- /AAR 21/ Aarya, S., Kumar, P., Bhatia, M., Kumar, S., Sharma, J., Siddhartha, Xiao, Z.: Gamma Rays Induced Modification in Ultrahigh Molecular Weight Polyethylene (UHMWPE). *Advances in Polymer Technology*, Bd. 2021, Nr. 7013154, DOI 10.1155/2021/7013154, 2021.
- /ABA 04/ Abadie, P.: Development of a new neutron shielding material, TN trademark Resin Vyal for transport/storage casks for radioactive materials. Hrsg.: 14th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 2004): Berlin, 2004.
- /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.
- /AKA 04/ Akamatsu, H., Shimojo, J., Mantani, K., Morikawa, K., Taniuchi, H., Yokoe, D.: Decrease of reaction force of metal gaskets just after initial tightening, PATRAM 2004. Berlin, 2004.
- /BAN 11/ Banba T., Matsumoto S. Et al.: Effects of Alpha Decay on the Properties of Actual Nuclear Waste Glass, MRS Online Proceedings Library volume 353, pages1397–1404. 15. Februar 2011.
- /BAR 20/ Barth, N., George, D., Bouyer, F., Schwartz, A., Lambert, C.-H., Ahzi, S., Rémond, Y.: An inverse method predicting thermal fluxes in nuclear waste glass canisters during vitrification and cooling. *Nuclear Engineering and Design*, Nr. 364, 25. Mai 2020.
- /BfS 02/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Genehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Grohnde der Gemeinschaftskernkraftwerk Grohnde GmbH, der Gemeinschaftskraftwerk Weser GmbH und der E.ON Kernkraft GmbH. 2002.
- /BFS 93/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Aufbewahrungsgenehmigung vom 17.06.1993 ET 3.1 - 2.4 nach § 6 Atomgesetz, für die Aufbewahrung von

bestrahlten AVR-Brennelementen im AVR Behälterlager der Forschungszentrum Jülich GmbH. 17. Juni 1993.

- /BFS 07/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Zulassungsschein D/4214/B(U)F-96 (Rev. 10) für ein Versandstückmuster des Typs B(U) für spaltbare radioaktive Stoffe (Transport- und Lagerbehälter CASTOR THTR/AVR). 27. März 2007.

- /BFS 16/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Regelungsgehalt der Aufbewahrungsgenehmigung vom 07.11.1997 in der Fassung der 8. Änderungsgenehmigung vom 21.07.2016 für das Transportbehälterlager Ahaus. 2016.

- /BGZ 19/ BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH: AVR-Brennelemente Jülich. Erreichbar unter <https://bgz.de/standort/ahaus-projekte/>, Stand von 2019.

- /BGZ 21/ BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH: Rücknahme radioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung. Erreichbar unter <https://rueckfuehrung.bgz.de/>, Stand von 2021.

- /BIC 08/ Bickford, J. H.: Introduction to the Design and Behavior of Bolted Joints. CRC Press Taylor & Francis Group: Boca Raton, 2008.

- /BLE 57/ Blewitt, T., Coltmann, R., Klabunde, C., Noggle, T.: Low-Temperature Reactor Irradiation Effects in Metals. Journal of Applied Physics, Nr. 28, S. 639–644, 1957.

- /BOZ 16/ Bozkurt, M., Becker, J., Landsiedel, D.: New dual-purpose cask Castor MTR3 for disposal of spent fuel from German research reactors. European Research Reactor Conference, 2016.

- /BUC 05/ Buchheim, B., Fellenberg, H. von, Rohr, D.: Ermittlung von Art und Menge chemotoxischer Stoffe in allen Arten radioaktiver Abfälle und Bewertung ihrer Freisetzung im Hinblick auf das Schutzziel des Wasserhaushaltsgesetzes, Abschlussbericht. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), 2005.

- /CAD 88/ Cadek, J.: Creep of Metallic Materials. Elsevier Science Publishing Company, Inc., 1988.

- /CHA 12/ Chandra, K., Raja, V., Vivekanand, K., Tewari, R., Dey, G.: Low Temperature Thermal Ageing Embrittlement of Austenitic Stainless Steel Welds and its Electrochemical Assessment. *Corrosion Science*, Nr. 54, S. 278–290, 2012.
- /CHO 20/ Choi, W., Lim, J., Yang, Y., Cho, S. S.: Evaluation of Long-term Performance of Metal Seal Through Accelerated Test. Hrsg.: *Journal of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology(JNFCWT) (J. of Nucl. Fuel Cycle and waste Technol.)*, Bd. 18, 2(E), 9 S., DOI 10.7733/jnfcwt.2020.18.2(E).237, 2020.
- /COH 05/ Cohen, A.: *Corrosion of Copper and Copper Alloys*, *Corrosion Materials*, ASM Handbook. ASM International: Ohio, 2005.
- /DAN 21/ Daniels, N., Deissmann, G., Modolo, G., Bosbach, D., Kate, S. P., Schlenz, L., Welzel, S.: Konzeptstudie zur Entsorgung von aktiviertem Beryllium aus Forschungsreaktoren (KONEKT). Forschungszentrum Jülich GmbH (FZJ), Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie GmbH, 2021.
- /DBE 11/ DBE Technology GmbH: Status quo der Lagerung ausgedienter Brennelemente aus stillgelegten/rückgebauten deutschen Forschungsreaktoren und Strategie (Lösungsansatz) zu deren künftigen Behandlung/Lagerung, LABRADOR Abschlussbericht, FKZ 02 S 8679. Dezember 2011.
- /DRU 19/ Druyts, F., Caes, S.: Corrosion of metals in category B&C waste, A review of literature data. Hrsg.: Studiecentrum voor Kernenergie - SCK CEN: Belgium, 2019.
- /EHE 15/ Ehe, K. von der, Kömmling, A., Wolff, D.: Neutron Radiation Shielding Material Polyethylene: Consequences of Gamma Irradiation. Hrsg.: Waste Management Conference: Phoenix, Arizona, USA, 2015.
- /ENB 08/ EnBW: Sicherheitsbericht Standort-Zwischenlager für das Kernkraftwerk Obrigheim. 2008.

- /EPR 09/ EPRI: Handbook of Neutron Absorber Materials for Spent Nuclear Fuel Transportation and Storage Applications. Hrsg.: Electric Power Research: Palo Alto, 2009.
- /ESK 15/ Entsorgungskommission (ESK): Diskussionspapier zur verlängerten Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und sonstiger Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle. Diskussionspapier der Entsorgungskommission, 24 S., 29. Oktober 2015.
- /FAN 06/ Fanghänel, T., Roth, G.: Die Verglasung von hochradioaktiven Flüssigabfällen – ein Weg zu mehr Sicherheit in der nuklearen Entsorgung, Nachrichten – Forschungszentrum Karlsruhe Jahrg. 38 3/2006 S. 166 –171. Hrsg.: Forschungszentrum Karlsruhe, März 2006.
- /FAR 73/ Farrell, K., King, K.: Radiation-Induced Strengthening and Embrittlement in Aluminium. Metallurgical Transactions A. Physical Metallurgy and Materials Science, Nr. 4, S. 1223–1231, 1973.
- /FAR 09/ Farro, N. W., Veleva, L., Aguilar, P.: Copper Marine Corrosion: I. Corrosion Rates in Atmospheric and Seawater Environments of Peruvian Port. The Open Corrosion Journal, Nr. 2, S. 130–138, 2009.
- /FZJ 11/ Forschungszentrum Jülich (FZJ): Verbleib der AVR-Brennelementkugeln. 2011.
- /GAM 06/ Gamble, R.: BWRVIP-100-A: BWR Vessel and Internal Project, Updated Assessment of the Fracture Toughness of Irradiated Stainless Steel for BWR Core Shrouds, EPRI-1013396. Hrsg.: Electric Power Research Institute: Palo Alto, 2006.
- /GAV 96/ Gavendra, D., Michaud, W., Galvin, T., Burke, W., Chopra, O.: Effects of Thermal Aging on Fracture Toughness and Charpy-Impact Strength of Stainless Steel Pipe Welds. Hrsg.: U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S.NRC), U.S. Nuclear Regulatory Commission: Washington, 1996.
- /GHA 11/ Ghali, E.: Aluminum and Aluminum Alloys, Uhlig's Corrosion Handbook. John Wiley & Sons, 2011.

- /GIN 17/ Gin, S., Tribet, M., Peugeot, S., Jollivet, P., Schuller, S.: Radionuclides containment in nuclear glasses: An overview. *Radiochem. Acta*, Bd. 2017, Nr. 11, S. 927–959.
- /GME 89/ Gmelin, L., Pietsch, E.: *Handbook of inorganic chemistry, Uran B2 Alloys*. Springer Verlag: Berlin, 1989.
- /GRA 06/ Graffunder, I., Vallentin, R., Rütthlein, H., Drawe, A., Schreiner, P., Brauer, D.: Rückholung und Zwischenlagerung der Kernbrennstoffe aus der kompakten natriumgekühlten Kernreaktoranlage KNK II (Karlsruhe). *Jahrestagung Kerntechnik 2006*, Aachen, 16.-18.Mai 2006 Berlin: INFORUM GmbH, 2006 CD-ROM, 2006.
- /GRS 19a/ Neles, J. M., Hummelsheim, K., Kaufholz, P., Bartos, O., Ustohalova, V.: Längerfristige trockene Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen, Fachliche Ergebnisse zu den Arbeitspaketen 5 (Nicht zugängliche Bereiche/Behälterinventare) und 7 (Sicherheitsgerichteter Betrieb sowie organisatorische und ethische Aspekte). Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-3984.
- /GRS 07/ Hummelsheim, K., Mester, W., Geupel, S.: Entsorgung abgebrannter Brennelemente aus den Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland, Ergebnisse der Länderumfrage vom 31.12.2006. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, August 2007.
- /GRS 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.
- /GRS 10a/ Ellinger, A., Geupel, S., Gewehr, K., Gmal, B., Hannstein, V., Hummelsheim, K., Kilger, R., Wagner, M., Schmidt, G., Spieth-Achtnich, A.: Sicherheitstechnische Aspekte der langfristigen Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen und verglastem HAW. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS A 3597: Garching, April 2010.

- /GRS 10b/ GRS gGmbH: Sicherheitstechnische Aspekte der langfristigen Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen und verglastem HAW, GRS-A-3597. 2010.
- /GRS 19b/ Hummelsheim K., Kaufholz P., Bartos O., Rowold F.: Längerfristige Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und hochaktiven Abfällen, Statusbericht 2019. Hrsg.: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Dezember 2019.
- /GRS 21/ Bartos, O., Hummelsheim, K., Rowold, F., Sentuc, F.-N.: Vorhaben 4719F10701 (KombiLyse) Fachbericht zum AP 2, Zwischenlageranalyse. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 2021.
- /GUO 20/ Guo, X., Gin, S., Frankel, G. S.: Review of corrosion interactions between different materials relevant to disposal of high-level nuclear waste. npj Materials Degradation 4, 2020.
- /HAN 12a/ Hanson, B., Alsaed, H., Stockman, C., Enos, D., Meyer, R., Sorenson, K.: Gap Analysis to Support Extended Storage of Used Nuclear Fuel. Hrsg.: U.S. Department of Energy: Washington DC, 2012.
- /HAN 12b/ 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, Used Fuel Disposition Campaign, FCRD-USED-2011-000136, 31. Januar 2012.
- /HAS 17/ Hashem, J. A., Schneider, E., Pryor, M., Landsberger, S.: Theoretical neutron damage calculations in industrial robotic manipulators used for non-destructive imaging applications, Hashem, Joseph Anthony, Schneider, Pryor, Landsberger. Hrsg.: Los Alamos National Laboratory (LANL), DOI 10.1016/j.pnucene.2016.09.022, 2017.
- /IAE 83a/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Operational Experience With HTR-Fuel in the AVR Experimental Power Station. Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR), Specialists' Meeting on Gas-Cooled Reactor Fuel Development and Spent Fuel Treatment, Moskau, 18. - 21. Oktober 1983, Specia, 1983.

- /IAE 83b/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): Research, Development and Demonstration Work on Interim and Final Storage of HTR Fuel Elements. Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Specialists' Meeting on Gas-Cooled Reactor Fuel Development and Spent Fuel Treatment, Moskau, 18. - 21. Oktober 1983, Specia, 1983.
- /IAE 92/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Extended Storage of Spent Fuel, Final Report of a Co-ordinated Research Programme on the Behaviour of Spent Fuel and Storage Facility Components During Long Term Storage, IAEA-TECDOC BEFAST-II. IAEA, IAEA-TECDOC, Nr. 673, 1992.
- /IAE 03/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Corrosion of research reactor aluminium clad spent fuel in water. Technical Reports Series No. 418, 209 S: Vienna, 2003.
- /IAE 04/ International Atomic Energy Agency (IAEA): WWER-440 fuel rod experiments under simulated dry storage conditions. IAEA-TECDOC, Bd. 1385, 73 S., International Atomic Energy Agency: Vienna, 2004.
- /IAE 10/ International Atomic Energy Agency (IAEA): High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials. TECDOC Series (CD-ROM), ISBN 978-92-0-153110-0: Vienna, 2010.
- /IAE 12/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Advances in High Temperature Gas Cooled Reactor Fuel Technology. IAEA, Nuclear Power Technology Development Section, Vienna, 978-92-0-125310-1, 645 S.: International Atomic Energy Agency (IAEA), 2012.
- /IAE 19a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Demonstrating Performance of Spent Fuel and Related Storage System Components during Very Long Term Storage, IAEA-TECDOC-1878. 2019.
- /IAE 19b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Demonstrating Performance of Spent Fuel and Related Storage System Components during Very Long Term Storage. TECDOC Series, ISBN 978-92-0-103319-2, International Atomic Energy Agency: Vienna, 2019.

- /IAE 20/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Methodology for a Safety Case of a Dual Purpose Cask for Storage and Transport of Spent Fuel, IAEA-TECDOC-1938. 2020.
- /ICRP 96/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, ICRP Publication 74. Annals of the ICRP, Bd. 26 (3-4), 1996.
- /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.
- /JEI 22/ Jeing, G.-E., Han, S., Kim, J.-G., Lim, J., Lim, J., Choi, W. (Hrsg.): Multi-Body Dynamics Modeling for Normal Road Transport of Spent Nuclear Fuel. Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Jeju, Korea, 19. - Mai 2022, Mai 2022.
- /JEN 19/ Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen (JEN): Alles zu den AVR-Brennelementen. Erreichbar unter <https://www.jen-juelich.de/projekte/avr-brennelemente/fragen-antworten/>, abgerufen am 23. September 2019.
- /JOH 87/ Johansson, L. G.: Corrosion Effects of Acid Deposition and Corrosion of Electronic Materials. The Electrochemical-Society Softbound Proceedings Series, S. 267, 1987.
- /KAL 02/ Kallenbach, B., Sailer, M., Schmidt, G.: Beiträge zur sicherheitstechnischen Begutachtung von Standort- Zwischenlagern: Anforderungen an die Langzeitüberwachung. Öko- Institut e.V. im Auftrag des TÜV Hannover/Sachsen-Anhalt. Darmstadt, 2002.
- /KAL 19/ Kalinina, E. A., Ammerman, D. J., Grey, C. A., Arviso, M., Wright, C., Lujan, L., Saltzstein, S. J., Ross, S., Klymyshyn, N., Hanson, B., Palacio, A., Fernandez, I., gonzalez, R., Calleja, G., Choi, W.: International Multi-Modal Spent Nuclear Fuel Transportation Test: The Transportation Test Triathlon. 2019.

- /KER 16/ Kernkraftwerk Brunsbüttel GmbH & Co. oHG: Sicherheitsbericht für das Standort-Zwischenlager Brunsbüttel. Brunsbüttel, 2016.
- /KER 19/ Kernfragen Wissen zur Kernenergie: Kugelhaufenreaktor. Erreichbar unter <http://ftp.kernfragen.de/lexikon/kugelhaufenreaktor>, abgerufen am 23. September 2019.
- /KES 13/ Kessler, J., Waldrop, K.: Extended used Fuel Storage: EPRI Perspective and Collaboration Initiatives, EPRI Report 1020780. Hrsg.: NEA/CSNI, 2013.
- /KFA 87/ Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA) (Hrsg.): F&E-Arbeiten zur Zwischenlagerung von HTR-Brennelementen. Statusseminar Hochtemperaturreaktorbrennstoffkreislauf, Jülich, 1987.
- /KIM 98/ Kim, S.-K., Kim, Y.-S.: Estimation of Thermal Aging Embrittlement of LWR Primary Pressure Boundary Components. Journal of the Korean Nuclear Society, Nr. 30, S. 609–616, 1998.
- /KIN 14/ King, F.: Durability of High Level Waste and Spent Fuel Disposal Containers - an overview of the combined effect of chemical and mechanical degradation mechanisms, Appendix B.4 - Corrosion of Stainless Steel. Hrsg.: Amec, Januar 2014.
- /KLY 19/ Klymyshyn, N., Ivanusa, P., Kadooka, K., Spitz, C.: Modeling Shock and Vibration of Used Nuclear Fuel Rods During Normal Conditions of Transportation. 17th International High-Level Radioactive Waste Management Conference (IHLRWM 2019), 2019.
- /KLY 20/ Klymyshyn, N., Kadooka, K., Ivanusa, P., Spitz, C.: Mechanical Shock and Vibration Analysis of Spent Nuclear Fuel Carried by the Atlas Railcar. Proceedings of the ASME Pressure Vessels & Piping Conference, 2020.
- /KÖM 17/ Kömmling, A., Chatzigiannakis, E., Beckmann, J., Wachtendorf, V., Ehe, K. von der, Braun, U., Jaunich, M., Schade, U., Wolff, D., Shanks, R. A.: Discoloration Effects of High-Dose γ -Irradiation and Long-Term Thermal Aging

of (U)HMW-PE. International Journal of Polymer Science, Bd. 2017, Nr. 1362491, DOI 10.1155/2017/1362491, 2017.

- /KÖM 18/ Kömmling, A., Ehe, K. von der, Wolff, D., Jaunich, M.: Effect of high-dose gamma irradiation on (U)HMWPE neutron shielding materials. Radiation Physics and Chemistry, Bd. 142, S. 29–33, 2018.
- /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.
- /KRI 04/ Krietsch, T., Wolff, D., Knopp, U., Brocke, H. D.: Behaviour of neutron moderator materials at high temperatures in CASTOR registered -casks: qualification and assessment. Hrsg.: PATRAM 2004, 2004.
- /KRU 05/ Krumbach, H., Duwe, R., Roedig, M.: Handling and behaviour of AVR fuel elements for interim storage. 235-241: Norway, 2005.
- /LAN 17/ Los Alamos National Security, LLC: MCNP User's Manual, Code Version 6.2. Oktober 2017.
- /LED 16/ 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, Paper No.5009, PATRAM 2016. Kobe, Japan, 2016.
- /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.
- /LEM 20/ Lemaire, M., Lee, H., Lee, D.: KERMA and DPA tallies in the Monte Carlo code MCS, Department of Nuclear Engineering, Ulsan National Institute of

Science and Technology, Transactions of the Korean Nuclear Society Virtual Spring Meeting. 9. Juli 2020.

- /LIM 22/ Lim, J., Choi, W.: Preliminary data analysis of surrogate fuel-loaded road transportation tests under normal conditions of transport. *Nuclear Engineering and Technology*, Bd. 54, Nr. 11, S. 4030–4048, DOI 10.1016/j.net.2022.06.023, 2022.
- /LOT 92/ Lotts, A. L., Bond, W. D., Forsberg, C. W., Glass, R. W., Harrington, F. E., Micheals, G. E., Notz, K. J., Wymer, R. G.: Options for treating high-temperature gas-cooled reactor fuel for repository disposal. Hrsg.: Oak Ridge National Laboratory (ORNL), DOI 10.2172/5350512: United States, 1992.
- /MAC 91/ MacKenzie, D. S.: Heat Treating of Aluminum and its Alloys, ASM Handbook. ASM International: Ohio, 1991.
- /MAP 19/ U.S. Nuclear Regulatory Commission: Managing Aging Processes In Storage (MAPS) Report. Hrsg.: Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, 2019.
- /MAS 11/ Mascitti, J. A., Madariaga, M.: Method for the Calculation of DPA in the Reactor Pressure Vessel of Atucha II, Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations. 2011. Aufl., DOI 10.1155/2011/534689, 2011.
- /MAZ 03/ Mazeina, L.: Investigation of the corrosion behaviour of U-Al material test reactor fuel elements in repository-relevant solutions and characterisation of the secondary phases formed. *Berichte des Forschungszentrums Jülich*, Nr. 4063, 2003.
- /MOU 18/ Mougnaud, S., Tribet, M., Renault, J.-P., Gin, S., Peugeot, S., Podor, R., Jégou, C.: Heavy ion radiation ageing impact on long-term glass alteration behavior. *Journal of Nuclear Materials*, Volume 510, S. 168–177, 2018.
- /MUN 52/ Munier, G. R., Psota-Delty, L. A., Sinclair, J. D.: Atmospheric Corrosion. Ail-tor, W. H, Wiley Interscience: New York, 1952.

- /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.
- /NAG 16/ Nagelschmidt, S., Probst, U., Völzke, H., Wolff, D.: Long-Term Investigations of Metal Seals for Storage Casks of Radioactive Materials. Hrsg.: Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels & Piping Conference, 5 S., DOI 10.1115/PVP2016-63596: Vancouver, Canada, 2016.
- /NAK 16/ Nakhodchi, S., Smith, D. J., Thomas, B. G.: Thermo-mechanical behaviour during encapsulation of glass in a steel vessel. International Journal of Pressure Vessels and Piping, Nr. 146, S. 203–215, 2016.
- /NAK 11/ Nakhodchi S., Thomas B.G., Smith D. J.: Modeling and Measurement of Residual Stresses in a Steel Vessel Containing Glass. Journal of Engineering Materials and Technology, Vol. 133, Juli 2011.
- /NIC 02/ Nickel, H., Nabielek, H., Pott, G., Mehner, A.: Long time experience with the development of HTR fuel elements in Germany. Nuclear Engineering and Design, Bd. 217, Nr. 1, S. 141–151, DOI 10.1016/S0029-5493(02)00128-0, 2002.
- /NIE 99/ Niephaus, D.: Referenzkonzept zur direkten Endlagerung von abgebrannten HTR-Brennelementen in CASTOR THTR/AVR Transport- und Lagerbehältern, Abschlussbericht. Forschungszentrum Jülich GmbH (FZJ), JUEL 3734, 91 S., 1999.
- /NOR 18/ 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.
- /OEC 15/ OECD/NEA: Primary Radiation Damage in Materials, Review of Current Understanding and Proposed New Standard Displacement Damage Model

to Incorporate in Cascade Defect Production Efficiency and Mixing Effects. NEA/NSC/DOC(2015)9, 2015.

- /OEC 21/ OECD/NEA: MeshTal Viewer, Java based software which can read mesh tallies output formats of several neutron transport codes and displays them graphically. 2021.
- /OWE 99/ Owen, P. E.: Waste Characteristics of Spent Nuclear Fuel from a Pebble Bed Reactor. Massachusetts Institute of Technology, ADA365756, 1999.
- /PEA 95/ Peacock, H. B., Sindelar, R. L., Lam, P. S.: Temperature and humidity effects on the corrosion of Aluminium-Base reactor fuel cladding materials during dry storage, WSRC-MS--95-0354. 1995.
- /PEU 14/ Peugeot, S., Mendoza, C., Maugeri, E. A., Delay, J. M., Caraballo, R., Charpentier, T., Tribet, M., Bouty, O., Jégou, C.: Alpha decays impact on nuclear glass structure, 2nd International Summer School on Nuclear Glass Wasteform: Structure, Properties and LongTerm Behavior, SumGLAS. Hrsg.: Elsevier Science Ltd., 7. Aufl., 2014.
- /PHU 03/ Phull, B.: Evaluating Uniform Corrosion, Corrosion: Fundamentals, Testing, and Protection., ASM Handbook. 13A, 2003.
- /PRI 54/ Primak, W., Fuchs, L. H.: Transportation of Matter and Radioactivity by Ionized Air Corrosion. Physics Today, S. 15, 1954.
- /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.
- /ROB 97/ Robino, C. V., Cieslak, M. J.: Fusion Welding of a Modern Borated Stainless Steel. Welding Journal, Nr. 76, S. 11–23, 1997.
- /ROL 13/ Rolle, A., Winkler, H.-P., Probst, U., Ballheimer, V., Neumeyer, T.: Verification of Design Leakage Rates for Activity Release Calculation, PATRAM 2013. San Francisco, USA, 2013.

- /RÖL 87/ Röllig, K., Born, H. P., Ragoß, H., Storch, S.: Entsorgung von Hochtemperaturreaktoren. In: KFA (Hg.) 1987 – Statusseminar Hochtemperaturreaktor-Brennstoffkreislauf. S. 109–134.
- /RSK 01/ Reaktorsicherheitskommission - RSK: Sicherheitstechnische Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente in Behältern, Empfehlung der RSK. Bonn, 5. April 2001.
- /SAM 88/ Samuels, I. E.: Metals Engineering: A Technical Guide, Metals Park. ASM International: Ohio, 1988.
- /SAS 06/ Sassoulas, H., Morice, L., Caplain, P., Rouaud, C., Mirabel, L., Beal, F.: Ageing of metallic gaskets for spent fuel casks: Century-long life forecast from 25,000-h-long experiments. Hrsg.: Nuclear Engineering and Design, 2411-2417, 236. Aufl., 2006.
- /SED 98/ Sedricks, A. J.: Corrosion of Stainless Steels. John Wiley & Sons: New York, 1998.
- /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.
- /SIM 52/ Simmons, W. F., Cross, H. C.: The elevated temperature properties of stainless steels. ASTM STP-124, 1952.
- /SIM 79/ Simonen F. A., Slate S. C.: Stress Analysis of High Level Waste Canisters: Methods, Applications and Design Data. Hrsg.: Department of Energy, Pacific Northwest Laboratory, Oktober 1979.
- /SIN 95/ Sindelar, R. L., Peacock, H. B.: Evaluation of Degradation During Interim Dry Storage of Aluminum Alloy Clad Spent Nuclear Fuel, WSRC-TR-95-0344. Hrsg.: Westinghouse Savannah River Company, 1995.
- /SIN 11/ Sindelar, R. L., Duncan, A. J., Dupont, M. E., Lam, P.-S., Louthan, M. R. j., Skidmore, T. E.: Materials Aging Issues and Aging Management for Extended Storage and Transportation of Spent Nuclear Fuel. U.S. Nuclear Regulatory Commission NUREG/CR-7116: Washington, 2011.

- /SLA 81/ Slate, S. C., Ross, W. A., Partain, W. L.: Reference Commercial Level Waste Glass and Canister Definition. Hrsg.: Department of Energy, Pacific Northwest Laboratory, September 1981.
- /STE 66/ Steinberg, M.: Process Radiation Development, Chemonuclear and Radiation Chemical Processes Research and Development. Isotopes and Radiation Technology, Nr. 4, S. 142–155, 1966.
- /STE 06/ Stefanescu, D., Truman, C., Smith, D., Whitehead, P.: Improvements in residual stress measurement by the incremental centre hole drilling technique. Exp Mech, Bd. 46, Nr. 4, S. 417–427, 2006.
- /STO 86/ Storch, S.: Erfahrungen und Ergebnisse bei der Lagerung von abgebrannten AVR-Brennelementen und ihre technische Nutzung für die Zwischen- und Endlagerung. Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA), JUEL-2064: Jülich, 1986.
- /STO 05/ Stoller R.E., R. E., Mansur, L. K.: An assessment of radiation damage models and methods, Gen IV Nuclear Energy Systems, Prepared for Office of Nuclear Energy Science and Technology. ORNL/TM-2005/506, Mai 2005.
- /TEC 21/ Technetics Group: Helicoflex Spring-Energized Metal Seals, World Class Sealing, Technology. Hrsg.: TECHNETICS Group France, Laboratoire, erreichbar unter https://technetics.com/wp-content/uploads/2021/02/HELICOFLEX-EMIA-_English_A4_low-res.pdf, Stand von 2021.
- /UHL 48/ Uhlig, H. H.: The Corrosion Handbook. Wiley and Sons: New York, 1948.
- /WAS 06/ Was, G. S., Busby, J., Andresen, P. L.: Effect of Irradiation on Stress corrosion Cracking and Corrosion in Light Water Reactors, ASM Handbook. Hrsg.: ASM International: Ohio, 2006.
- /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.
- /WOL 04/ Wolff, D., Probst, U., Völzke, H., Droste, B., Rödel, R.: Safety Aspects of Long-term Dry Interim Storage of Type-B Spent Fuel and HLW Transport Casks, PATRAM 2004. Berlin, 2004.
- /WOL 19/ Wolff, D.: Long-Term Behaviour of Sealing Systems and Neutron Shielding Material Annex IV. 978-92-0-103319-2, 35 S.: International Atomic Energy Agency (IAEA), 2019.
- /WOO 14/ Wootan, D.: MCNPX Calculation of DPA, Radiate Workshop. Hrsg.: Pacific Northwest National Laboratory, April 2014.
- /ZIE 97/ Ziermann, E., Ivens, G.: Abschlussbericht über den Leistungsbetrieb des AVR-Versuchskernkraftwerkes. Forschungszentrum Jülich GmbH (FZJ), Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR), JUEL-3448: Jülich, 1997.

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Dimensionen einer CSD-V Glaskokille /NAK 11/.....	5
Abb. 2.2	Temperaturverlauf während des Abguss- und Abkühlvorgangs /NAK 11/	6
Abb. 2.3	Experimentelle Messreihe mit welcher die Eigenspannung in tangentialer als auch axialer Richtung ermittelt an drei Messpunkten an der Edelstahlkokille während des Einfüllvorgangs ermittelt wurde /NAK 11/	8
Abb. 2.4	Links: Eigenspannung in radialer Richtung in einem 2D-Ausschnitt von der Glasmitte bis hin zum Edelstahlbehälter, Rechts: Umfangsspannungsverteilung im Glaskörper als auch im Primärbehälter ermittelt durch FE-Simulationen und verglichen mit IChD-Messwerten /NAK 11/	9
Abb. 2.5	Durch FE-Simulationen ermittelte Spannungswerte in der Behälterwand, welche den Effekt der Wärmeerzeugung im Glas berücksichtigen /SIM 79/.....	10
Abb. 2.6	Isochrone Spannungs-Dehnungskurve für Fe-19Cr-10Ni (AISI type 304 SS) bei einer Temperatur von 1050 °C /SIM 79/	13
Abb. 2.7	Auslegungskurve von Fe-19Cr-10Ni spannungsbasiert, um eine Ausdehnung von 1 % in einer spezifischen Zeit zu erreichen /SIM 79/	14
Abb. 2.8	Vergleich der Oxidationsraten verschiedener Materialien bei einer Temperatur von 1000°C /SLA 81/	15
Abb. 2.9	Korrosionsrate von Fe-19Cr-10Ni (AISI Typ 304 SS, Werkstoffnr. 1.4301) in PW 4b Glas als Funktion der Temperatur /SLA 81/	16
Abb. 2.10	Links: AVR-Brennelementkugeln /KER 19/, Rechts: Schematische Darstellung der Graphitkugel mit darin enthaltenen Brennstoffkügelchen /BGZ 19/	21
Abb. 2.11	Aktivitäts- und Nachzerfallswärmeentwicklung der gesamten angefallenen Brennelementkugeln aus AVR und THTR nach /NIE 99/ und /BUC 05/	22
Abb. 2.12	Korrosionsraten von Aluminium in Abhängigkeit vom pH-Wert /DAN 21/.....	27
Abb. 2.13	Standardpotential von U, Al, Fe in Wasser bei einer Temperatur von 25 °C /MAZ 03/	28
Abb. 3.1	Dichtungscharakteristik einer Federkern-Metaldichtung /KÖM 19/.....	37

Abb. 3.2	Rückstellkraft und Nutzbare Rückstellung von Al-Dichtungen nach Alterung von bis zu 10 Jahren bei Temperaturen zwischen Raumtemperatur und 150 °C /KÖM 19/	40
Abb. 3.3	Explosionsdarstellung eines CASTOR® HAW28M mit Moderatorplatten und -stäben aus Polyethylen /BGZ 21/	54
Abb. 4.1	Maximale Dehnungen am Ersatzbrennelement in den Tests am TTCI im Vergleich mit den maximalen Dehnungen bei anderen Transportarten /KAL 19/.....	64
Abb. 4.2	Beschreibung des Anhängers mittels Feder-Dämpfer-System /JEI 22/	67
Abb. 4.3	Vereinfachtes Mehrkörpermodell des Systems aus Behälter und Behälteraufnahmeeinrichtung mit zwei Freiheitsgraden /JEI 22/	67
Abb. 4.4	Experimentelle und simulierte Beschleunigungsdaten des Behälters bei Überfahrt einer Rüttelschwelle /JEI 22/	68
Abb. 5.1	Beladener generischer Transport und Lagerbehälter für 19 DWR-Brennelemente	70
Abb. 5.2	Ablaufschema zur Erstellung eines Quellterms für die MCNP-Abschirmrechnung.....	71
Abb. 5.3	Funktionsprinzip des Detektors.....	72
Abb. 5.4	UO ₂ Neutronen- (oben) und Gammaspektrum (unten) für einen Abbrand von 55 GWd/MgSM nach 5 (links), 45 (mittig) und 105 Jahren (rechts).	77
Abb. 5.5	MOX Neutronen- (oben) und Gammaspektrum (unten) für einen Abbrand von 55 GWd/MgSM nach 5 (links), 45 (mittig) und 105 Jahren (rechts).	78
Abb. 5.6	Verlauf der berechneten Neutronenemissionsrate für UO ₂ - und MOX-Brennelemente über die Zeit.....	79
Abb. 5.7	Darstellung der Segmentierung der Mantelfläche durch die Winkelaufteilung (links) und das angedeutete Gitternetz zur Bestimmung der ODL am Mantel (rechts).....	80
Abb. 5.8	Dosisleistungsverteilung bei einem generischen CASTOR® V/19 mit 19 UO ₂ -Brennelementen gleichen Abbrandes und gleicher Abklingzeit mit MeshViewer dargestellt (Rechenfall 1a).	82
Abb. 5.9	ODL am Behältermantel durch Neutronen bei der Belegung mit 19 UO ₂ -Brennelementen im Behälter zum Zeitpunkt der Beladung.....	83

Abb. 5.10	ODL am Behältermantel durch Neutronen bei der Belegung mit 19 UO ₂ Brennelementen im Behälter nach 40 Jahren Lagerzeit	83
Abb. 5.11	ODL am Behältermantel durch Neutronen bei der Belegung mit 19 UO ₂ -Brennelementen im Behälter nach 100 Jahren Lagerzeit	84
Abb. 5.12	Horizontalschnitt eines generischen CASTOR®-Behälters	85
Abb. 5.13	ODL-Verteilung im Inneren des Behälters mit vier und sechs MOX-Brennelementen	85
Abb. 5.14	ODL am Behältermantel mit 15 UO ₂ - und vier MOX-BE zum Beladezeitpunkt	86
Abb. 5.15	ODL am Behältermantel bei 15 UO ₂ - und vier MOX-BE nach 40 Jahren Lagerzeit	87
Abb. 5.16	ODL am Behältermantel bei 15 UO ₂ - und vier MOX-BE nach 100 Jahren Lagerzeit	87
Abb. 5.17	ODL am Behältermantel bei 13 UO ₂ - und sechs MOX-BE zum Beladezeitpunkt	88
Abb. 5.18	ODL am Behältermantel bei 13 UO ₂ - und sechs MOX-BE nach 40 Jahren Lagerzeit	89
Abb. 5.19	ODL am Behältermantel bei 13 UO ₂ - und sechs MOX-BE nach 100 Jahren Lagerzeit	89
Abb. 5.20	Anteile der Energiebereiche an der Gesamt-ODL	90
Abb. 5.21	Mittlere ODL am Behältermantel für drei unterschiedliche Beladeszenarien und Zeitpunkte	91
Abb. 6.2	Querschnittsverlauf der damage cross-sections für das Gesamtmaterial M5 (Blau) im Vergleich zu reinem Eisen (Fe-56) Querschnitt	100
Abb. 6.3	Querschnitt des Transport- und Lagerbehälters	103
Abb. 6.4	Verlauf der Neutronenquellstärke und deren Zusammensetzung mit der Abklingzeit	104
Abb. 6.5	Zusammensetzung und Verlauf der Photonenstrahlung mit der Abklingzeit	106
Abb. 6.6	Intensitätsverteilung der Neutronenquellstärke nach 5 Jahren (blau) und 105 Jahren (rot)	106

Abb. 6.6	Intensitätsverteilung der Photonenquellstärke nach fünf Jahren (blau) und 105 Jahren (rot)	107
Abb. 6.7	Verlauf der Neutronen- und Photonenquellstärke pro Brennelement mit einem Abbrand von 55 GWd/MgSM.....	108
Abb. 6.8	Entwicklung des integralen Neutronenflusses mit der Zeit an drei Positionen.....	111
Abb. 6.9	Neutronenfluss an unterschiedlichen Materialzonen nach der Beladung (Abklingzeit der Brennelemente 5 a) in doppelt logarithmischer und in Lethargie-Darstellung (Fluss normalisiert mit gleichem ΔE)	112
Abb. 6.10	Spektrale Flussverteilung für Neutronen mit zunehmender Abklingzeit der Brennelemente an unterschiedliche Komponenten des Behälters.....	113
Abb. 6.11	Flussverteilung über den Behälter nach 105 Jahren	114
Abb. 6.12	Integraler Neutronenfluss bei der angenommenen Behälterbeladung im Korbbereich	115
Abb. 6.13	Spektrale Flussverteilung für Photonen mit zunehmender Abklingzeit der Brennelemente an unterschiedliche Komponenten des Behälters ...	117
Abb. 6.14	ODL in $\mu\text{Sv/h}$ an den einzelnen Komponenten zum Beladezeitpunkt (fünf Jahre Abklingzeit) in den Behälter	118
Abb. 6.15	Dosisleistungsanteile an den einzelnen Positionen im Behälter nach 105 Jahren.....	119
Abb. 6.16	Spektrale Neutronendosisleistungsverteilung nach 105 Jahren Abklingzeit an Zelle 1 (Korbring, schwarz), Zelle 6 (Kasten, blau) und Zelle 707 (PE-Stab, rot)	119
Abb. 6.17	Deponierte Energie aus Photonen- und Neutronenstrahlung an den Komponenten Kastenblech (6), Korbumfassung (1) und den Moderator-Stangen (708 und 757)	120
Abb. 6.19	DPA/s für das Bauteil des zentralen Korbkastens	123
Abb. 6.20	DPA/s für das Bauteil Korbumfassung nach 5 Jahren.....	123
Abb. 6.21	DPA/s nach 100 Jahren nach der Einlagerung für die beiden Materialien	124

Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Spezifikationen und Anteile der eingesetzten AVR/THTR Brennelementkugeln /DBE 11/, /BFS 93/, /BFS 16/	20
Tab. 2.2	Brennstoffe und Hüllrohrmaterialien von Versuchs- und Forschungsreaktorbrennstoffen in der Zwischenlagerung	26
Tab. 2.3	Eingesetzte und entsorgte WWER-Brennelemente der Reaktoren Greifswald und Rheinsberg /GRS 07/	33
Tab. 3.1	Berechnete G-Werte in H ₂ Moleküle/100 eV für bei zwei Temperaturen und mit zwei Dosisraten bestrahltes Polyethylen /KÖM 19/	57
Tab. 3.2	Zusammenfassung und Bewertung der Degradationsmechanismen, welche die Strukturintegrität von Behälterkomponenten während der verlängerten Zwischenlagerung beeinflussen	61
Tab. 5.1	Bedeutung der Eingabeparameter	73
Tab. 5.2	Beschreibung der verwendeten Brennelementtypen	74
Tab. 5.3	Aktivität pro Brennelement in 1/s	74
Tab. 5.4	Nachzerfallswärme pro MgSM in kW	75
Tab. 5.5	Quellstärke pro Brennelement	76
Tab. 5.6	Entwicklung der Neutronenemissionsraten für unterschiedliche Behälterbelegungen und Lagerzeitpunkte	79
Tab. 5.7	Übersicht der untersuchten Fälle	81
Tab. 6.1	Schwellenwerte für eine Elementauswahl	97
Tab. 6.2	Zusammensetzung des Materials Radionox mit der Kennung (M5)	101
Tab. 6.3	Ergebnisse der NGSRC-Berechnungen zur Quellterm-Zusammensetzung (Teilchen/Sekunde cm ³)	105
Tab. 6.4	SRMCNP-Ergebnisse für die integrale Quellterm-Berechnung von Brennelement und Behälter	109
Tab. 6.5	Integraler Neutronenfluss an unterschiedlichen Komponenten	110
Tab. 6.6	Neutronenflussverteilung integriert über die vier Energiebereiche	111
Tab. 6.7	Integraler Photonenfluss an den unterschiedlichen Bauteilen	116

Tab. 6.8	Atomare Dichte (in barn ⁻¹ cm ⁻²) der Elemente Eisen, Silizium, Nickel, Chrom und Mangan am Edelstahl und dem Korbumfassungsmaterial... 121
Tab. 6.9	Errechnete Konstante C aus der Materialzusammensetzung und den Schwellwertenergien für die Elemente Eisen (Fe), Silizium (Si), Nickel (Ni), Chrom (Cr), Mangan (Mn) in Edelstahl und Radionox (Korbkasten) 122
Tab. 6.10	Berechnete DPA/s normalisiert für die zwei Komponenten Korbumfassung (Edelstahl) und Korbkasten (Radionox) mit der Zeit 122

Abkürzungsverzeichnis

Arc-dpa	athermische rekombinationskorrigierte DPA
ASME	American Society of Mechanical Engineers
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich
BISO	Bistructural-Isotropic
BAM	Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
CRIEPI	Central Research Institute of Electric Power Industry
CSD-V	Colis Standard des Déchets Vitriifiés
DPA	Displacements per atom
DMA	Dynamisch-Mechanische-Analyse
DSC	Differential Scanning Calorimetry
DWR	Druckwasserreaktor
ENDF	Evaluated Nuclear Data File
ENSA	Equipos Nucleares, S.A., S.M.E.
FE	Finite-Elemente
FEM	Finite-Elemente-Methoden
FKM	Fluorelastomer-Kautschuk
FRM II	Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz
GNS	Gesellschaft für Nuklearservice mbH
HAW	High-active waste
HAWC	High-active waste concentrate
HAZ	Heat Affected Zone
HEU	High-enriched Uranium
HMW	Hochmolekulargewichtig
HTI	High-temperature isotropic
HTO	Tritiumoxid
ICHD	Incremental Center Hole Drilling Method
INEEL	Idaho National Engineering and Environmental Lab
KGR	Kernkraftwerk Greifswald
KKR	Kernkraftwerk Rheinsberg
KNK	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage
LEU	Low-enriched Uranium
LTI	Low-temperature isotropic
LWR	Leichtwasserreaktor
MCNP	Monte Carlo N-Particle
MD	Molekulardynamisch

MIC	Mikrobiologisch induzierte Korrosion
MMTT	Multi-Modal-Transport-Test
MOX	Mischoxid
MTR	Material Test Reaktor
NRT	Norgett, Robinson und Torrens
ODL	Ortsdosisleistung
PE	Polyethylen
PNNL	Pacific-Northwest-Laboratory
PE-Stäbe	Polyethylen-Stäbe
RFR	Rosendorfer Forschungsreaktor
SWR	Siedewasserreaktor
THTR	Thorium-Hochtemperaturreaktor
TRISO	Tristructural-Isotropic
TTCI	Transportation Technology Center
UHMW	Ultrahochmolekulargewichtig
WWER	Wasser-Wasser-Energie-Reaktor
ZLN	Zwischenlager Nord

**A Bericht der TÜV Nord EnSys GmbH & Co. KG für das Vorhaben
4720E03366**

**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

Dieser Bericht wurde im Auftrag der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH im Rahmen des Vorhabens 4720E03366 erstellt. Der Auftraggeber behält sich im Rahmen seiner Beauftragung durch das BMUV alle Rechte vor.

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 4720E03366 „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 30.03.2023

Kurzfassung

Der vorliegende Beitrag zum Abschlussbericht der GRS ist eine Fortführung des Berichtes /TÜV 01/ von 2017 und stellt die neuen Erkenntnisse 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. Dabei wurde der zum Zeitpunkt der Erstellung des Berichts existierende Ist-Zustand betrachtet.

Der vorliegende Bericht beinhaltet die Ergebnisse der Fortführung der Studie /TÜV 01/. In der fortgeführten Bestandsanalyse kommen wir zu dem Ergebnis, das die in /TÜV 01/ ermittelten Ergebnisse weiterhin Bestand haben. Die gelisteten Belastungen, die von LWR-Brennelementen bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb abgetragen werden müssen, haben wir um die seit 2017 genehmigten Inventarerweiterungen ergänzt und in analoger Weise bewertet. Die Einflussfaktoren auf die Zwischenlagerfähigkeit, Transportfähigkeit und der Endlagerfähigkeit wurden um die Erkenntnis ergänzt, das bei einem geringeren Wasserstoffgehalt in den Brennstabhüllrohren, der bei den Temperaturen zu Beginn der Zwischenlagerung nahezu vollständig in Lösung geht und sich während der Abkühlung im Verlauf der Zwischenlagerung in Form von wenigen sehr langen Hydriden ausscheiden kann. So können größere durchgehende Bereiche der Hüllrohrwandstärke betroffen sein.

Bei der Evaluierung von relevanten Experimenten haben uns die Messungen der Brennelementtemperaturen in instrumentierten Behältern gezeigt, dass die gemessenen Temperaturen erheblich niedriger sind als die vorausgerechneten. Damit sinkt auch der Anteil von Hydridausscheidungen in radialer Richtung, da ein geringerer Anteil der Hydride in Lösung geht. Zu den erforderlichen Informationen für die Zwischenlagerung empfehlen wir zusätzlich zu den Empfehlungen von 2017 zukünftig auch den Wasserstoffgehalt in den Hüllrohren für die Zwischenlagerung zu dokumentieren. Weitere als relevant eingestufte Experimente haben noch nicht den Status erreicht, dass ihre bisherigen Ergebnisse entsprechende Schlussfolgerungen zulassen.

In der Fortführung der Modellierung des Brennstabverhaltens, zu dem wir in /TÜV 01/ die integrale Betrachtungsweise als anwendbar und vorteilhaft für weitere Analysen bewertet haben, sind wir in der Verwendung von realen Reaktordaten sowie der Zeiten im Nasslager und der Zwischenlagerung selbst mit der Implementierung von Modellen zur Nachzerfallsleistung und thermischen Randbedingungen so weit fortgeschritten, dass probabilistische Analysen durchgeführt werden können. Weiterhin wurde die Methodik beschrieben und es wurden z. B. die Umsetzung von Fertigungsparameter zu Parametern der probabilistischen Analysen beschrieben und Hinweise zu den anzusetzenden Verteilungen gegeben. Auf Basis dieser Arbeiten können zukünftig Analysen zu den vorhandenen Margen und zur Ergebnis-Sensitivität einzelner Parameter oder Parameterkombinationen durchgeführt werden.

Aus unseren Ergebnissen in diesem Projekt haben wir wie im Vorprojekt Schlussfolgerungen und Empfehlungen erarbeitet. 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 das Vorhaben 4715E03310 „Neue Entwicklungen bei der längerfristigen trockenen Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen“ an. Der von der TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG zu bearbeitende Themenschwerpunkt soll wie im Vorprojekt die verlängerte trockene Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung in Transport- und Lagerbehältern umfassen.

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

- AP 1. Fortführung der Bestandsanalyse und der Gap-Analyse inklusive neuer Erkenntnisse der letzten Jahre in der trockenen Zwischenlagerung und darüber hinaus, wie z.B. die Bewertung von meldepflichtigen Ereignissen und Weiterleitungsnachrichten, die Bezug zur trockenen Zwischenlagerung haben können. Hier ist zum Beispiel die WLN 2017/04 der GRS zu den erhöhten Oxidschichtdicken an M5-Hüllrohren zu nennen.
- AP 2. Evaluierung von in der Zwischenzeit durchgeführten Experimenten zum Inventarverhalten während der trockenen Zwischenlagerung im internationalen Kontext wie z.B. Experimente der EPRI/USA, ITU/Deutschland, PSI/Schweiz und Studsvik/Schweden sowie weiterer Institute auf ihre Relevanz zur der in Deutschland durchgeführten trockenen Zwischenlagerung mit dem Themenschwerpunkt auf das Hüllrohrverhalten.
- AP 3. Fortführung der integralen Modellierung aus dem Vorprojekt inklusive der Erarbeitung von Ansätzen zur Anwendung probabilistischer Methoden zur Unsicherheitsanalyse und Bestimmung der Margen des jetzigen Nachweisverfahrens.
- AP 4. Ableitungen von Schlussfolgerungen unter Berücksichtigung der Ergebnisse des Vorprojektes von 2017.

Durch das Vorhaben sollen zusätzliche Informationen und 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 und 2017 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	Fortführung der Bestandsanalyse.....	7
1.1	Beschreibung des Ist-Zustandes.....	7
1.2	Erweiterte Einflussfaktoren	10
1.3	Erforderliche Informationen.....	11
1.4	Zusammenfassung der fortgeführten Bestandsanalyse	12
2	Evaluierung von Experimenten zum Inventarverhalten	13
2.1	Festlegung der Schwerpunktthemen.....	13
2.2	Wasserstoffaufnahme und Reorientierung von Hydriden	13
2.3	Messungen von Hüllrohrtemperaturen im Behälter während der Trocknung und während der Lagerung in instrumentierten Behältern.....	14
2.4	Veränderungen des Brennstoffs während der Lagerung	15
2.5	Integrale Simulationen des Brennstabverhaltens	16
2.6	Transportstudien.....	16
2.7	Zusammenfassung der Evaluierungen von Experimenten	16
3	Modellierung des Brennstabverhaltens während der trockenen Zwischenlagerung	17
3.1	Vorbemerkung	17
3.2	Modellerweiterungen	17
3.3	Methodik der probabilistischen Analyse	19
3.4	Datenzusammenstellungen für die Berechnungen.....	24
3.5	Ermittlung der probabilistischen Parameter.....	28
3.6	Weitere Nebenbedingungen zur Berechnung des Brennstabverhaltens	30
3.7	Ergebnisse der ersten Variationsrechnungen	36
3.7.1	Vorbereitung der Analysen	36
3.7.2	Auslegungskriterien bei der trockenen Zwischenlagerung	37
3.7.3	Fallbeispiel einer einfachen Parametervariation.....	38
3.8	Zusammenfassung der Modellierung	46
4	Schlussfolgerungen und Empfehlungen	47

5	Abbildungsverzeichnis.....	48
6	Tabellenverzeichnis.....	50
7	Literaturverzeichnis.....	51
8	Anlagen	58
8.1	Anlage 1 - Überprüfung der Belastung in den Belastungsphasen von 2017.....	58
8.2	Anlage 2 - Inventarerweiterungen seit 2017 - Belastungen in den Belastungsphasen	68

1 Fortführung der Bestandsanalyse

In dem Bericht /TÜV 01/ wurden im Rahmen einer vertieften Bestandsanalyse die Grundlagen für den Nachweis der Intaktheit der Inventare von Behältern für die trockene Zwischenlagerung dargestellt. Dabei wurde der zum Zeitpunkt der Erstellung des Berichts existierende Ist-Zustand betrachtet.

Als Grundlage für den Nachweis der Intaktheit der Behälterinventare wurden in /TÜV 01/ das kerntechnische Regelwerk /BMUV 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 des Berichts.

Ebenso unverändert 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). Weiterhin wird in § 8 StrlSchG 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/ haben sich diese abgeleiteten Anforderungen an die Inventare auch unter Berücksichtigung des neuen Strahlenschutzgesetzes /StrlSchG/ und der aktualisierten Strahlenschutzverordnung /StrlSchV/ nicht geändert.

Ziel dieses Berichts ist es, die in /TÜV 01/ herausgearbeiteten Belastungsarten, die im Rahmen der trockenen Zwischenlagerung auf Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle in Behältern wirken, mit dem heutigen Stand der Technik abzugleichen und ggf. fortzuschreiben, sollten sich neue Erkenntnisse über neue, noch nicht betrachtete Belastungen auf die Inventare seit 2017 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.

Die Betrachtung der Nachweise, die für die Belastung erbracht werden müssen, ergab, 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/. 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/. Für die Belastungen der Brennelementstruktur waren zur Anfertigung des Berichts 2017 /TÜV 01/ keine zusätzlichen Nachweise erforderlich, da die Auslegung für den Reaktorbetrieb als ausreichend betrachtet wurde.

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

Im Rahmen dieses Berichtes gehen wir zunächst auf die in /TÜV 01/ aufgeführten Belastungen ein und bewerten sie im Hinblick auf eine 40-Jährige Zwischenlagerung nach dem heutigen Wissensstand (siehe auch Anlage 8.1)

Im Hinblick auf eine 40-Jährige Zwischenlagerung ergeben sich auch nach dem heutigen Wissensstand gegenüber den in /TÜV 01/ vorgenommenen keine neuen Bewertungen der in Tabelle 8-1 aufgeführten Belastungen und Nachweise.

Mit dem Stand 2022 ist die in /TÜV 01/ 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 nicht vorhanden.

Seit der Identifizierung der Belastungen auf abgebrannte LWR-Brennelemente und die für die trockene Zwischenlagerung zu erbringenden Nachweise im Jahr 2017 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/ 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 verschiedene Inventarerweiterungen genehmigt worden. Sie betreffen im Wesentlichen eine Erweiterung der Inventare um

- Sonderbrennstäbe in Köchern für Sonderbrennstäbe (KSBS)
- 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 beantragt.

Des Weiteren haben sich in den letzten Jahren Erkenntnisse mit möglichem Bezug zur trockenen Zwischenlagerung aus der Auswertung von Weiterleitungsnachrichten zu meldepflichtigen Ereignissen und von Ereignissen in ausländischen Anlagen der letzten 10 Jahre sowie von Veröffentlichungen ergeben. Sie betreffen folgende Aspekte:

- 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/

Die sich aus den Auswertungen ergebenden Aspekte betreffen fast ausschließlich Beschädigungen an Brennelementen durch bzw. während fehlerhafter Handhabungen. Fehlerhafte Handhabungen, in deren Folge Beschädigungen von Brennelementen auftreten, können im Rahmen der Handhabungen zur Beladung und Abfertigung der Transport- und Lagerbehälter nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden. Es werden jedoch mit administrativen Regelungen wie betrieblichen Festlegungen und technischen Vorkehrungen wie z. B. Lastbeschränkungen Maßnahmen getroffen, um derartige fehlerhaften Handlungen zu vermeiden.

Gleichfalls sind mit den im behälterspezifischen Ablaufplan für die Beladung und Abfertigung der Behälter getroffenen Festlegungen Maßnahmen bzw. Kontrollen zur Vermeidung von Fehlbeladungen sowie zur Erkennung von Abweichungen im Normalbetrieb der Abfertigung getroffen.

Daher stellen diese Erkenntnisse aus zurückliegenden Ereignissen aufgrund fehlerhafter Handhabungen in in- und ausländischen Anlagen keine neuen zusätzlichen Anforderungen an die Handhabung, Zwischenlagerung und den Transport von LWR-Brennelementen im Normalbetrieb dar.

Dagegen sind die Erkenntnisse zur übermäßigen Korrosion an Brennstabhüllrohren aus dem Material M5 sowie zur Bildung von langen radialen Hydriden bei geringen Wasserstoffgehalten für die Nachweisführungen zur Abtragbarkeit der auf die Brennstabhüllrohre wirkenden Belastungen relevant.

Die Erkenntnisse zur übermäßigen Korrosion an Brennstabhüllrohren aus dem Material M5 stellen für die Zwischenlagerung keine neue Belastungsart dar, Hüllrohrkorrosion wurde und wird als Belastungsart im Rahmen der für die Brennstabhüllrohre zu erbringenden Nachweise betrachtet und berücksichtigt. Die neuen Erkenntnisse erfordern vielmehr, die Nachweise für von erhöhter Korrosion im oberen Brennstabbereich betroffenen Brennelemente unter Zugrundelegung höherer Oxidschichtdicken und damit einer höheren Wanddickenreduktion als bisher zu führen. Den Nachweisen wurde für Brennelemente mit solchen Brennstäben eine Oxidschichtdicke von 100 µm statt bisher 60 µm zugrunde gelegt. Liegen die Oxidschichtdicken oberhalb dieses Wertes, sollen die Nachweise als Einzelnachweise für entsprechend höhere Oxidschichtdickenwerte geführt werden.

Die Erkenntnisse zur Bildung von langen radialen Hydriden bei geringen Wasserstoffgehalten haben aus unserer Sicht dagegen das Potential, eine neue Belastungsart zusätzlich zur Versprödung durch Unterschreiten der von der Wasserstoffkonzentration abhängigen Spröbruchtemperatur und zur Rissbildung in den Hüllrohren durch Umorientierung der ausgeschiedenen Metallhydride (DHC, Delayed Hydrogen Cracking) darzustellen. Diesen Effekt haben wir in Kapitel 3.2 näher beschrieben.

Von den zwischenzeitlich seit 2017 neu genehmigten Inventaren wie den Sonder-Brennelementen mit bestimmten Eigenschaften sind analog zu den bisherigen Betrachtungen für die LWR-Brennelemente bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb die gleichen Belastungsarten unter den für sie zutreffenden Randbedingungen abzutragen. Die entsprechende Nachweisführung wurde in den Genehmigungsverfahren dargestellt.

Für die KSBS wurde die Nachweisführung zur Abtragbarkeit der auf sie wirkenden Belastungen und damit zur Gewährleistung der an sie zu stellenden Anforderungen bzgl. ihrer Dichtheit und Handhabbarkeit ebenfalls im Rahmen der Genehmigungsverfahren zur Zwischenlagerung dargestellt.

Damit ergeben sich mit den Erweiterungen der Behälterinventare oder aus den im Rahmen unserer Auswertung gewonnenen neuen Erkenntnisse ergänzend zu den in der in Anlage 8.1 aufgeführten Belastungen die in Tabelle 8-2 in der Anlage 8.2 aufgeführten Belastungen, die bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb abgetragen werden müssen.

1.2 Erweiterte Einflussfaktoren

Wie in unserer vertieften Bestandsanalyse /TÜV 01/ dargestellt, sind für die Zwischenlagerfähigkeit der Inventare die Einflussfaktoren von Interesse, die zu einem systematischen Versagen einer Barriere wie z. B. den Hüllrohren der Brennstäbe führen können.

In /TÜV 01/ hatten wir bereits folgende Effekte als Einflussfaktoren für eine verlängerte Zwischenlagerfähigkeit identifiziert:

- 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

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 in /TÜV 01/ 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.

Dieses Ergebnis hat weiter Bestand, wobei als neuer Einflussfaktor auf Basis neuer Erkenntnisse der Effekt betrachtet werden sollte, dass geringe Wasserstoffgehalte zu langen radialen Hydriden führen können (vgl. z.B. /BOUF 01/ und /ANL/). Diesen Umstand haben wir in dem Kapitel 3.2 Modellerweiterungen beschrieben.

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/ 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 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 Nachweisen vorhanden. Die hiervon verwendeten Daten werden in die Beladedokumentation, z. B. in die Formblätter der ABTA, übertragen.

Schon in unserer Bestandsanalyse /TÜV 01/ hatten wir der potentiellen 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/ 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 enthalten.

1.4 Zusammenfassung der fortgeführten Bestandsanalyse

Es wurde als wesentliche Einflussfaktoren auf alle Bereiche die potentielle Versprödung der Brennelementmaterialien, die für die Dichtigkeit 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 unserer Bestandsanalyse /TÜV 01/, diese Informationen zum Wasserstoffgehalt zu den zurzeit bereits in den Beladedokumentationen enthalten inventarspezifischen Informationen hinzuzufügen, sofern diese verfügbar und übertragbar sind.

2 Evaluierung von Experimenten zum Inventarverhalten

2.1 Festlegung der Schwerpunktthemen

In der letzten Dekade sind international und national etliche Forschungsprogramme zur verlängerten Zwischenlagerungen aufgelegt worden, die auch Experimente zum Inventarverhalten beinhalten. Wir verfolgen diese auch im Rahmen unserer Tätigkeiten als Sachverständigenorganisation im kerntechnischen Bereich. An dieser Stelle wollen wir auf einige für die Modellierung des Inventarverhaltens wichtigen Forschungsprojekte und deren zurzeit zur Verfügung stehen Ergebnisse beschränken. Auch werden wir hier nur eine Auswahl von Experimenten diskutieren können.

Die TÜV NORD EnSys selbst ist nicht an solchen Experimenten beteiligt und ist daher auf öffentlich zugängliche Informationen angewiesen.

Als Themenschwerpunkte wollen wir insbesondere die Experimente betrachten, die zu neuen Modellen führen und für eine Validierung von Modellen herangezogen werden können. Interessant sind in diesem Zusammenhang Experimente zu folgenden Themen:

- Wasserstoffaufnahme und die Reorientierung von Hydriden mit wechselnden thermischen und mechanischen Belastungen der Brennstabhüllrohre (vgl. Kapitel 3.2)
- 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
- Experimentell Simulationen des Brennstabverhaltens während der Lagerung in Laboren

Weiterhin geben Transportstudien Aufschluss auf die Belastungen der Brennstäbe bei Transporten, die zur Festlegung von Grenzwerten für die Belastungen oder für das Sprödbruchverhalten dienen können. Mit den Brennstabcodes werden die mechanischen Belastungen nicht erfassbar sein aber die Versprödungsursachen durch Korrosion, Sauerstoffaufnahme und Wasserstoffaufnahme durchaus.

Insgesamt wurden mehrere hundert Veröffentlichungen zu durchgeführten Experimenten ausgewertet.

2.2 Wasserstoffaufnahme und Reorientierung von Hydriden

Zu diesem Thema sind in den letzten beiden Dekaden etliche Experimente durchgeführt worden. Viele befassten sich mit dem Aspekt der Versprödung durch die Ausscheidung von Hydriden im Hüllrohrwerkstoff allgemein. Etliche Experimente behandeln dabei auch den Aspekt der radial ausgerichteten Hydride. Aus den Arbeiten an mit Wasserstoff beladenen Brennstabhüllrohren und an bestrahlten Brennstabhüllrohren von Bouffiox et al. /BOUF 01/ mit unterschiedlichen Spannungszuständen lässt sich eine Abhängigkeit der Reorientierung vom Spannungszustand ableiten, die in den

Modellen zur Bewertung der langfristigen Zwischenlagerung Berücksichtigung finden sollte. Hier zeigt sich auch die Ausbildung langer Hydride bei geringen Gesamtwasserstoffgehalt, die wir in Kapitel 3.2 diskutiert haben.

In den Untersuchungen von Billone et al. zu den Effekten von kühleren Trocknungstemperaturen /ANL 01/ und vom Durchlaufen von mehreren Trocknungszyklen /ANL 02/ zeigt sich, wie die Ausbildung der Hydride von den jeweils vorhandenen Randbedingungen abhängen. Weiterhin wurden von Billone et al. im Auftrag US-Amerikanisches Department of Energy die Sprödbruchgrenzen im Zusammenhang mit dem Wasserstoffgehalt und der Ausrichtung der Hydride untersucht /ANL 03/.

Diese hier angeführten Experimente liefern nach unserer Bewertung eine gute Datenbasis für die Entwicklung von Modellen und deren Validierung. Wesentlich dabei ist, dass die Experimente nicht zielgerichtet auf einen Code abzielen und dass die Versuchsparameter die in der Bundesrepublik Deutschland verwendetet Hüllrohrmaterialien sowie die Spannungszustände und Temperaturen beinhalten.

Mit der Umsetzung dieser Versuche, natürlich unter Hinzuziehung weiterer Arbeiten auf diesem Gebiet, wird die Wasserstoffproblematik während der Zwischenlagerung ausreichend abgebildet. An dieser Stelle soll noch darauf hingewiesen werden, dass es sich bei den zu entwickelnden Modellen zur Wasserstoffausscheidung und Reorientierung der Hydride um best estimate Modelle handeln sollte. Konservative Modelle können nicht, oder besser, sollten nicht in probabilistischen Analysen verwendet werden und sind an sich nicht zu validieren, da sie nie das zugehörige Experiment richtig wiedergeben.

2.3 Messungen von Hüllrohrtemperaturen im Behälter während der Trocknung und während der Lagerung in instrumentierten Behältern

In situ -Messungen der Temperaturen in einem real beladenen Behälter sind für die Validierung der zur Temperaturberechnung verwendeten Codes und der zu Grunde liegenden Modelle am besten geeignet. Die Messergebnisse, sofern keinen Zweifel an deren Richtigkeit vorhanden sind, geben auch den Grad der Konservativität der Analysen wieder. Messungen an Brennelementen wurden in der Bundesrepublik Deutschland in den frühen 1980ern durchgeführt /KFA/, auf die viele der heute verwendeten Modellparameter zurückgehen. Das zurzeit umfangreichste Projekt ist die Instrumentierung eines TN32B Behälters durch das Electric Power Research Institute (EPRI), USA, im Rahmen des Extended Storage Collaboration Program (ESCP) mit internationaler Beteiligung. Die Messergebnisse wurden in einem internationalen Benchmark mit den Rechenergebnissen verschiedener Institutionen, darunter auch Teilnehmer aus Deutschland, verglichen /EPRI 01/. In den Ergebnissen der einzelnen Teilnehmer und auch der verwendeten Codes zeigen sich größere Unterschiede der berechneten Temperaturen zu den gemessenen Temperaturen. Bei gleichen Codes ist ein signifikanter User-Effekt erkennbar. Die Autoren sehen die Verfügbarkeit von Benchmarks für die Validierung von Codes, das Verständnis der Genauigkeit von Modellen und die Quantifizierung von Unsicherheiten als wichtig für die Einhaltung gesetzlicher Grenzwerte und für das Alterungsmanagement in der Trockenen Zwischenlagerung an. Auf der Basis identifizierter sensibler Parameter sollen durch Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen ein besseres Verständnis der Modellierung erreicht werden.

Den hier angeführten Code- und User-Effekt findet man in vielen Benchmarks. Nach unserer Auffassung spielt neben der Erfahrung der Code-Anwender auch die genaue Kenntnis der Eingangsdaten eine wesentliche Rolle.

2.4 Veränderungen des Brennstoffs während der Lagerung

Zu diesem Thema sind uns nur wenige Veröffentlichungen bekannt, die meist auf theoretischer Basis ihre Ergebnisse erzielen. Für eine Modellierung und dessen Validierung sind nach unseren Maßstäben noch keine zielführenden Experimente vorhanden. Insbesondere sind Versuche zur Spaltgasfreisetzung während der Lagerung für die bei uns verwendeten Brennstofftypen bisher nicht soweit, dass aus deren bisherigen Ergebnissen Modelle oder Validierungsdaten abgeleitet werden können, dass gleichzeitig auch die langen Zeiträume abdeckt. Die Spaltgasfreisetzung während Lagerung inklusive der Heliumproduktion durch alpha-Zerfälle erhöht den Brennstabinnendruck bezogen auf eine Referenztemperatur. Durch das Abklingen der Nachzerfallsleistung während der Zwischenlagerung fällt die Temperatur der Brennstäbe über die Jahre, so dass ein möglicher Anstieg des Brennstabinnendrucks verursacht durch weitere stetige Spaltgasfreisetzungen nicht beobachtet werden kann. Hierbei unterstellen wir, dass es bei der Zwischenlagerung nicht zu einer transienten Spaltgasfreisetzung kommt. Solange der Brennstabinnendruck während der Lagerung nicht ansteigt, sehen wir kein sicherheitstechnisches Problem, solange die Sprödbruchtemperatur nicht unterschritten wird. Eine Erhöhung des Brennstabinnendrucks und das Unterschreiten der Sprödbruchtemperatur wäre hinsichtlich möglicher Brennstabschäden explizit zu bewerten.

Ähnlich verhält es sich bei der Modellierung des Brennstoffschwellens verursacht durch die Heliumproduktion durch den alpha-Zerfall, wenn das Helium nicht aus dem Brennstoff entweicht, sondern in Poren gefangen wird und zu einem Volumenschwellen des Brennstoffs führt. Hier sind die Mechanismen bei den in der Zwischenlagerung anstehenden Brennstofftemperaturen nicht bekannt. Ein Brennstoffschwellen während der Zwischenlagerung ist per se nicht zu verneinen. Obwohl die Heliumproduktion über die die Zerfallsketten bestimmt werden kann, sind die sich daraus ergebenden Schwellraten nicht ausreichend bekannt. Unterstellen wir, dass sich eine Volumenzunahme durch das Brennstoffschwellen einstellt und diese den freien radialen Raum im Brennstabquerschnitt aufzehrt, dann würde das Hüllrohr aufgrund der Festkörperpressung nach außen gedehnt. Das müsste über eine bestimmte Lagerzeit eine Vergrößerung des Brennstabdurchmessers zur Folge haben. Eine solche Durchmesserzunahme erwarten wir aber schon durch den Gasinnendruck im Brennstab bei höheren Temperaturen zu Beginn der Lagerzeit. Ein Rückdehnen durch Festkörperpressung wird auch sehr langsam vor sich gehen und ist als Kriechdehnung zu betrachten und somit mit einer Relaxation der Spannungen verbunden, die ein Ansteigen der Spannungen vermindert.

Es werden bereits sehr lange Brennelemente in Nasslagern aufbewahrt. Uns ist ein negativer Effekt durch ein wie oben beschriebenes Brennstoffschwellen nicht bekannt. Eventuelle liefern die zurzeit laufenden Experimente des EPRI mit instrumentierten Behältern und den Sister-Rod Untersuchungen /EPRI 02/ oder andere integrale Simulationen in Zukunft neue Erkenntnisse. Daher sollte der Effekt des Brennstoffschwellens bei der Auswertung der experimentellen Daten berücksichtigt werden.

2.5 Integrale Simulationen des Brennstabverhaltens

Unter einer integralen Simulation des Brennstabverhaltens verstehen wir Experimente mit Brennstäben oder Brennstababschnitten, die einen entsprechend dem Experiment erforderlichen Abbrand aus dem Reaktorbetrieb aufweisen und nun der Umgebung der trockenen Zwischenlagerung ausgesetzt werden. Dabei soll möglichst das in situ Verhalten aufgezeichnet werden. Diese Art von Experimenten eignen sich sehr gut für die Modellierung und Validierung, da keine künstlichen Alterungseffekte zu bewerten sind und alle sich auf den Brennstab auswirkenden der Effekte aus dem Reaktorbetrieb bekannt sind. Diese Versuche gleichen den Versuchen mit instrumentierten Behältern, sind jedoch, da sie unter Laborbedingungen durchgeführt werden, besser steuerbar. Des Weiteren können mehr Messdaten ermittelt werden. Nach unserer Kenntnis ist das zurzeit laufende SCIP IV Projekt mit ihren Task 1 Back-end /SCIP/ ein Projekt mit entsprechendem Potential für Modellerweiterungen und Validierungen. Detaillierte Versuchsbeschreibungen und erste Ergebnisse liegen uns nicht vor. Da das BASE Mitglied in diesem Projekt ist, sehen wir den Zugang zu den Daten für die Weiterentwicklungen von Modellen und für Validierung jedoch als gesichert an.

2.6 Transportstudien

Die Bedeutung von Transportstudien haben für die verlängerte Zwischenlagerung eine Bedeutung, wenn Zwischenlagergebäude neu errichtet werden müssen oder Zwischenlager zusammengelegt werden. Weiterhin ist der Transport zum Endlagerstandort zu betrachten. Es wurden mittlerweile von mehreren Ländern Transportstudien wie z.B. durch das Department of Energy in den USA /DOE/ oder in Korea /LIM/, durchgeführt. Soweit uns die Ergebnisse bekannt sind, traten in diesen Studien keine größeren Belastungen auf, die einen Transport verhindern würden. Die auftretenden Belastungen während eines Transportes sind für die Entwicklung und Validierung von Brennstabcodes insofern relevant, als dass diese eine Belastungsgrenze wie die Sprödbruchtemperatur der Brennstäbe aus den Wasserstoff- und Sauerstoffaufnahmen errechnen können. Insbesondere in dem integralen Ansatz, wie wir ihn hier verwendet haben, werden alle Zustandsparameter des jeweiligen Brennstabes berücksichtigt. Um jedoch eine Aussage aus den Rechnungen mit einem Brennstabcode zu generieren müssen die Belastungen, die ein jeder Brennstab individuell abtragen kann, an die Belastungen des Transportes gespiegelt werden. Da zurzeit keine Transporte von LWR-Brennelementen durchgeführt werden sollen, haben wir dieses Thema nicht weiter vertieft. Wir empfehlen jedoch vor größeren Transporten kalter Behälter mit hochabgebrannten Brennelementen die Transportbelastungen zu ermitteln und mit den abtragbaren Belastungen des Inventars mittels Rechnung abzugleichen.

2.7 Zusammenfassung der Evaluierungen von Experimenten

In den vorhergehenden Kapiteln haben wir die aus unserer Sicht erforderlichen Schwerpunktthemen von Experimenten, die für die Codeentwicklung und -validierung relevant sind, ermittelt. Zu diesen Schwerpunktthemen haben wir jeweils das für uns führende Experiment herausgestellt. Nur für das Schwerpunktthema „Veränderungen des Brennstoffs während der Lagerung“ konnten wir aus der Vielzahl der zurzeit laufenden Programme kein adäquates Experiment identifizieren.

3 Modellierung des Brennstabverhaltens während der trockenen Zwischenlagerung

3.1 Vorbemerkung

In unserem Bericht /TÜV 01/ zum Vorprojekt 2017 sind wir auf die bestehenden Methoden und Programme zur Modellierung des Brennstabverhaltens im Reaktorbetrieb und während der Zwischenlagerung eingegangen. Weiterhin haben wir beispielhaft eine integrale Modellierung des Brennstabverhaltens mit dem Brennstabcode TRANSURANUS /TRANS/ durchgeführt, in der sowohl der Reaktorbetrieb, die Lagerung im Nasslager des Kernkraftwerkes und die 40-jährige Zwischenlagerung in einem Rechengang berücksichtigt wurden. Für den Reaktorbetrieb wurde eine abdeckende Betrachtung eines 16x16 DWR-Brennstabes und für die Zwischenlagerung die heute abdeckenden Parameter für die Temperaturen in einem CASTOR V/19 verwendet. Wir hatten festgestellt /TÜV 01/, dass die integrale Bewertungsmethode mit einem Brennstabcode, die den Reaktorbetrieb, die Nasslagerphase und die trockene Zwischenlagerung in einem Schritt bewertet im Vergleich zu der bisherigen Analyse mit der Schnittstelle Reaktor - Zwischenlagerung und dessen Datenaustausch zu gleichwertigen Bewertungsergebnissen führt.

Ausgehend von den Ergebnissen aus dem Vorprojekt /TÜV 01/ und der Teilnahme an weiteren Projekten wie dem „Benchmark on thermomechanical fuel rod behavior“ /GRS 02/ haben wir in diesem Projekt diese Arbeiten fortgeführt und die integrale Berechnungsmethode auf alle Brennstäbe einer Behälterbeladung mit möglichst realistischen Randbedingungen ausgedehnt. Hierzu haben wir die bereits in unserem Hause angewendete Ganzkernanalyse der Brennstäbe für den normalen und anomalen Reaktorbetrieb sowie den Auslegungsstörfällen auf die Berechnungsanforderungen der Zwischenlagerung in einem internen Projekt adaptiert. Diese Adaption bezog sich auf die Anpassung der Programme der LOCA-Ganzkern Analyse bezüglich des Datenflusses und die Zusammenführung mit dem internen Programm zur Steuerung der probabilistischen Brennstabanalyse. Letzteres dient dazu, auch für die Behälterbeladungen probabilistische Rechnungen durchführen zu können. Die erforderlichen Arbeiten an der Software wurden von der TÜV NORD EnSys in Eigenregie durchgeführt, da an der ursprünglichen Software der Datenflusssteuerung Rechte der TÜV NORD EnSys vorliegen, die nicht in dieses Projekt eingebracht werden können. Daher haben wir unsere Projektarbeit auf die Datenbereitstellung und Anwendung unserer Softwareentwicklungen beschränkt, auf die wir im Folgenden eingehen. Für das Brennstabberechnungsprogramm TRANSURANUS /TRANS/ ist eine eigenständige Lizenz der Europäischen Union erforderlich.

3.2 Modellerweiterungen

Die Analyse öffentlich zugänglicher Bilder von Hydridverteilungen im Hüllrohr (vgl. /BOUF 01/ und /ANL/) zeigen, dass sich die während der Zwischenlagerung im Hüllrohrmaterial ausgeschiedenen Hydride nicht komplett in radialer Richtung ausscheiden. In erster Näherung wird die Richtung, in der sich die neuen Hydride bei Abkühlung bilden, vom zeitlichen Temperaturverlauf, vom Spannungszustand im Hüllrohr und wesentlicher als vermutet vom gesamten Wasserstoffgehalt und von bereits vorhandenen umfangsgerichteten Hydridausscheidungen beeinflusst wird. So lassen unsere

Recherchen den Schluss zu, dass unter der Abkühlung im Lager vorhanden umfangsgerichtete Hydridausscheidungen zunächst weiterwachsen bevor sich radial ausgerichtete Hydridausscheidungen bilden. Es steht damit weniger von dem gelösten Wasserstoff für die radial ausgerichteten Hydridausscheidungen zur Verfügung. Weiterhin stoppt das Wachstum einer radial ausgerichteten Ausscheidung, wenn diese auf eine umfangsgerichtete Ausscheidung stößt (vgl. Abbildungen 3-1, 3-2 und 3-3).

Dieser Umstand hat zu der Überlegung geführt, das bei einer geringen Wasserstoffmenge im Hüllrohr, der zudem in der Aufheizphase während der Behältertrochnung komplett in Lösung geht, es zu einem ungestörten radialen Ausscheiden bei der langsamen Abkühlung während Lagerung kommen kann und nur wenige, dafür aber sehr lange Hydride, gebildet werden, deren Länge je nach Anzahl der Ausscheidungen und der Wasserstoffmenge die Hüllrohrwandstärke erreichen können. Somit können Hüllrohre mit geringer Wasserstoffaufnahme von den negativen Auswirkungen der radialen Hydridausscheidung stärker betroffen sein (vgl. Abbildung 3-2). Auch die starke Abhängigkeit der Ausscheidungsform von der anliegenden Spannungsverteilung ist in unserem Modell im erforderlichen Maße nicht implementiert.

Da unsere jetzige Implementierung des Modells zur Hydridausscheidung den zuvor beschreiben Umstand nicht wiedergibt, haben wir bis zur weiteren Klärung unser Modell nicht bei den Variationsrechnungen verwendet. Wir verfolgen jedoch weiterhin die Optimierung unserer Modelle zur Hydridausscheidung. Weitere Modellerweiterungen wurden nicht vorgenommen.

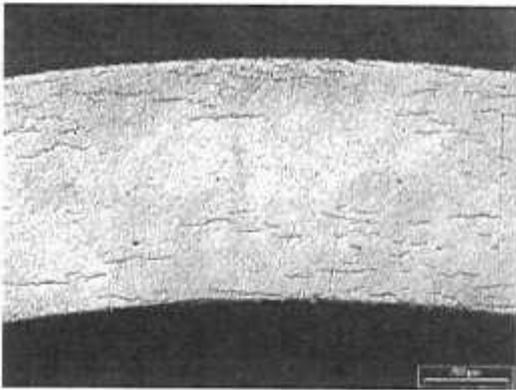


Abbildung 3-1: M5 Hydridverteilungen nach dem Reaktoreinsatz /BOUF 01/

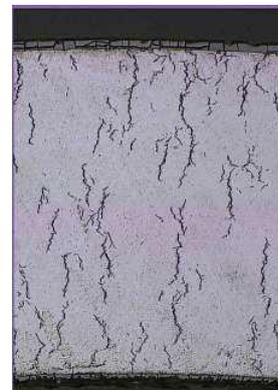


Abbildung 3-2: M5 Hydridverteilungen nach Kriechtest (66 Tage bei 400 °C und 130 MPa Tangentialspannung) /BOUF 01/

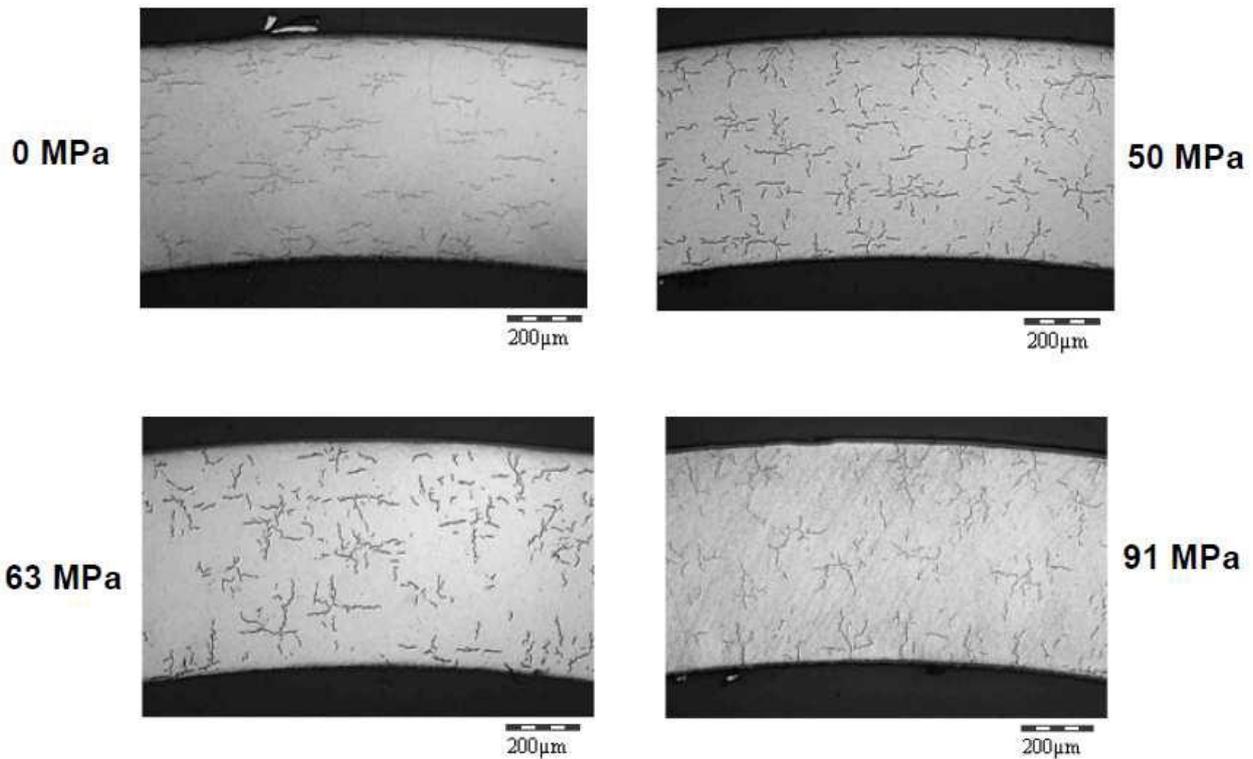


Abbildung 3-3: M5 Hydridverteilungen nach Kriechtests mit verschiedenen Tangentialspannungen /BOUF 01/

3.3 Methodik der probabilistischen Analyse

Eine probabilistische Aussage bezieht sich auf die Wahrscheinlichkeit, dass ein bestimmter Sachverhalt mit einer bestimmten Wahrscheinlichkeit auftritt. Im Gegensatz dazu bezieht sich eine deterministische Aussage auf die eindeutige Festlegung eines Sachverhaltes durch seine Vorbedingungen. Auf Basis dieser beiden Definitionen wird im Folgenden auf die zu beachtenden Vorgehensweise bei der Berechnung des Brennstabverhaltens eingegangen. Die grundlegende Theorie zu der deterministischen und probabilistischen Aussage werden wir an dieser Stelle nicht diskutieren Diese können der einschlägigen Literatur entnommen werden.

Die wesentlichen Unterschiede der beiden Aussageformen sind, dass die probabilistische Aussage die Wahrscheinlichkeit und die Sicherheit einer Aussage angibt, z. B. zum Brennstabinnendruck, und die deterministische Aussage einen Wert für diesen unter festgelegten Randbedingungen liefert. Mit den uns zur Verfügung stehenden Brennstabcodes können in der Einzel-Rechnung nur deterministische Aussagen getroffen werden. Erst durch die Variation von Parametern wird eine probabilistische Aussage möglich. Bei der Anwendung der Brennstabcodes ist für die probabilistische Aussage eine Vielzahl von Rechnungen erforderlich. Die Anzahl der Rechnungen richtet sich nach dem Aussagekriterium, hier in der Regel die Überschreitung eines Grenzwertes oder die Ermittlung statistischer Eigenschaften, sowie der Aussagesicherheiten.

Aus diesen Anforderungen leitet sich für den eingesetzten Brennstabcode ab, dass in dem Code dürfen keine konservativen Modelle oder Lösungsansätze enthalten sein dürfen. Es muss sich um

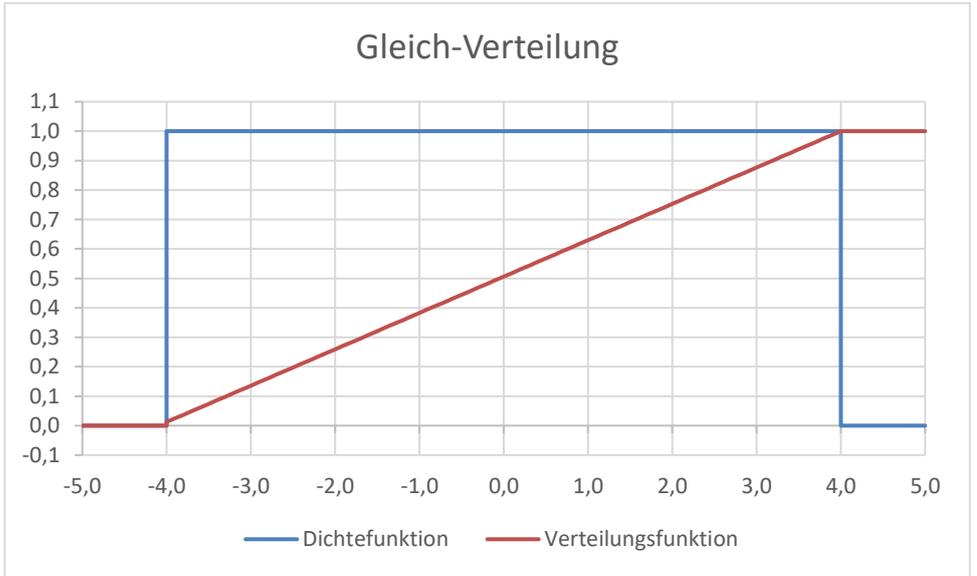
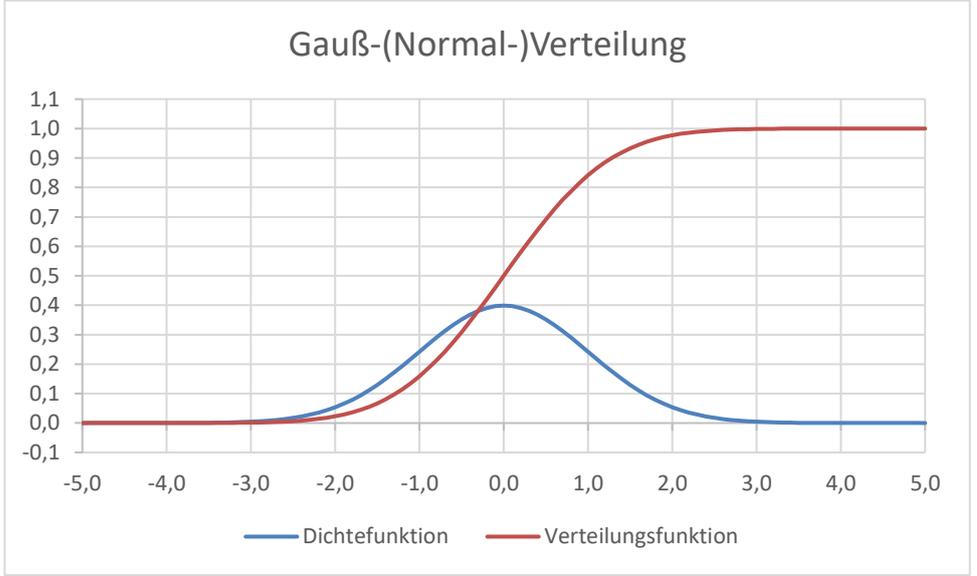
einen best estimate Code handeln. Konservativitäten im Code lassen keine probabilistische Aussage zu, da die Modelle mit ihren Parametern bereits an einem Rand einer Verteilung angesiedelt sind. Werden diese weiter variiert, verlässt man mindesten einseitig den validierten Bereich der Modelle. Der eingesetzte Code muss eine wiederholbare deterministische Aussage bei identischen Rahmenbedingungen liefern. Der von uns eingesetzte Brennstabcode TRANSURANUS /TRANS/ erfüllt nach unseren Überprüfungen diese Anforderungen.

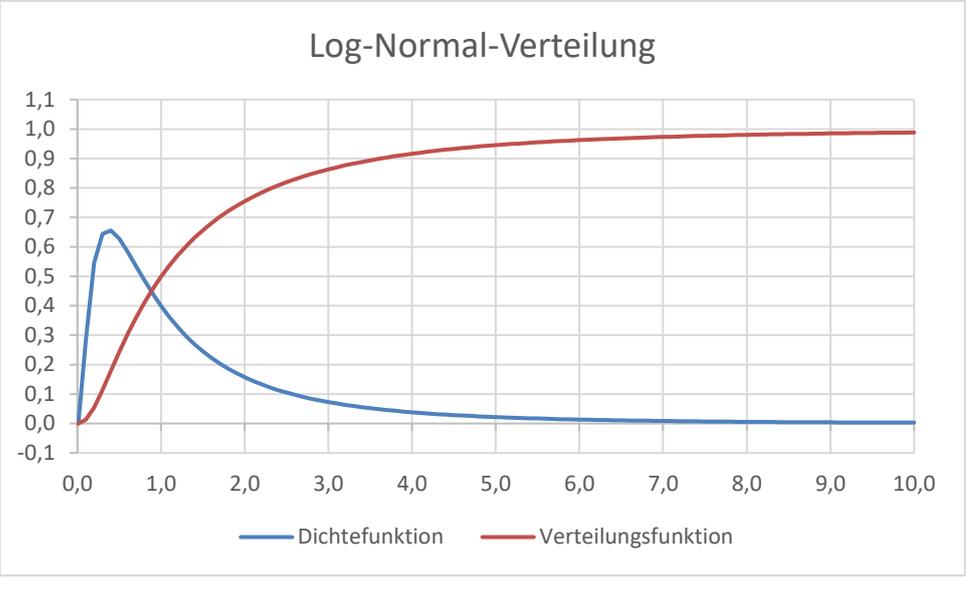
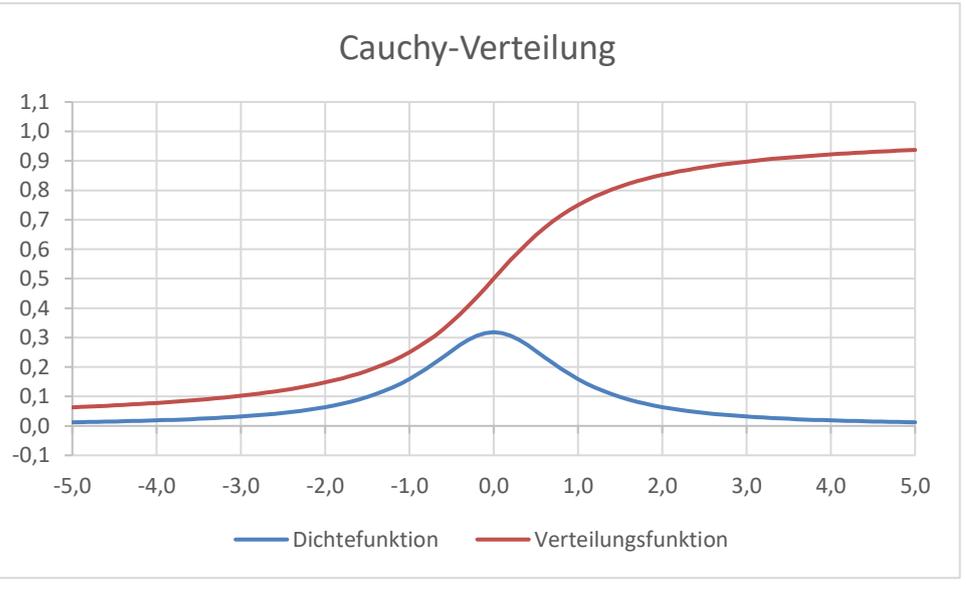
Weiterhin müssen alle Parameter die einer Variation unterliegen sollen, entsprechend ihrer Grenzen und Verteilungen variiert werden können. Hierzu müssen die für die Parameter anzusetzenden statistischen Verteilungen bekannt sein oder eine begründete Annahme darstellen. Weiterhin besteht die allgemeine Anforderung, dass die zu variiierenden Parameter voneinander unabhängig sein sollen, sich also nicht gegenseitig bedingen. Falls Parameter miteinander korreliert oder voneinander abhängig sind, so ist dies im Variationsmodell zu berücksichtigen. Für die Modellparameter, die in dem Code verwendet werden, ist die Unabhängigkeit in der Regel allein dadurch schon gegeben, dass sie auf Auswertungen unterschiedlicher Experimente basieren. Steht nur ein Experiment zur Verfügung ist der Validierungsstatus des Modells zu hinterfragen. Bei den Fertigungsparametern ist dies in jedem Fall zu prüfen. So können der Außendurchmesser und der Innendurchmesser in ihrer jeweiligen Variationsbreite durch die zulässige Variationsbreite der Hüllrohrwandstärke eingeschränkt werden. Ein solcher Sachverhalt ist für jeden Fertigungsparameter zu prüfen. In diesem Beispiel könnte die Vorgehensweise wie folgt aussehen: Wird für die Hüllrohrwandstärke keine Bandbreite, sondern nur ein einzuhaltender Minimalwert gefordert, so wird in jedem Satz der Zufallsgrößen äußerer und innerer Hüllrohrdurchmesser (D_a , D_i) geprüft, ob die Zusatzbedingung Hüllrohrwandstärke $t > \text{Minimalwert } t_{\min}: (D_a - D_i) / 2 > t_{\min}$ eingehalten wird. Ist dies nicht der Fall werden die Variationsparameter verworfen und neu ermittelt, da es sich um eine nicht zulässige Wertepaarung handelt. Ist für die Hüllrohrwandstärke durch Angabe von Minimal- und Maximalwerten eine eigene Variationsbreite vorhanden, so ist die Variationsbreite von Hüllrohr Außen- und Innendurchmesser dadurch überbestimmt. In diesem Fall wird eine der drei Variationsgrößen nicht bestimmt, sondern zur Überprüfung verwendet: z.B., dass die ermittelte Hüllrohrwandstärke $(D_a - D_i) / 2$ immer im zulässigen Intervall der Hüllrohrwandstärke $[t_{\min}, t_{\max}]$ liegt.

Die Variation der Fertigungs- und Modellparameter erfolgt vor jeder Rechnung durch Würfeln einer Zufallszahl für aus einer dem Parameter zuvor zugewiesenen Verteilung. Die hier anzusetzenden Verteilungen sind die Gleich-Verteilung (stetige und diskrete), die Normal- oder Gauß-Verteilung, die Log-Normal-Verteilung und die Cauchy-Verteilung. Gewürfelt werden die Parameter aus der Verteilungsfunktion der jeweiligen gewählten Verteilung, die das Integral der Dichtefunktion darstellt. Die Dichtefunktion gibt die Häufigkeiten der Verteilung um den Erwartungswert bzw. bei der Cauchy-Verteilung um den Median an. Messwerte oder Rechenergebnisse werden auch in einem Histogramm als Summenhäufigkeiten in Intervallen dargestellt. Aus dem Histogramm, also der Häufigkeitsverteilung der Ergebnisse, wird mittels Tests ermittelt, welcher mathematischen Verteilung das Ergebnis gehorcht. Aus diesen Erkenntnissen lassen sich weitere Informationen über die Aussage-sicherheit, den Erwartungswerten und den ggf. erforderlichen Quantilen ermitteln, die letztendlich die Aussage der Analyse bestimmen. Im Folgenden stellen wir die zuvor genannten mathematischen Verteilungen (siehe

Tabelle 3-1) und ihre grundlegenden Eigenschaften vor und gehen auf ihre Verwendung in der hier betrachteten probabilistischen Analyse ein.

Tabelle 3-1 Eingangsverteilungen der probabilistischen Analyse

Eigenschaften	Verteilungsform
<p>Gleich-Verteilung, hier im Intervall $[-4, 4]$</p> <p>Anwendungen:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Keine Kenntnis der anzusetzenden Verteilung • Ziehen aus einer Liste, z.B. Brennstäbe in einem Brennelement 	<p style="text-align: center;">Gleich-Verteilung</p>  <p style="text-align: center;">— Dichtefunktion — Verteilungsfunktion</p>
<p>Normal-Verteilung, hier mit $\mu = 0$ und $\sigma = 1$</p> <p>Anwendungen:</p> <ul style="list-style-type: none"> • additive Prozesse • Fertigungsabweichungen • Qualitätssicherung • logarithmierte Größen 	<p style="text-align: center;">Gauß-(Normal-)Verteilung</p>  <p style="text-align: center;">— Dichtefunktion — Verteilungsfunktion</p>

Eigenschaften	Verteilungsform
<p>Log-Normal-Verteilung, hier mit $\mu = 0$ und $\sigma = 1$</p> <p>Anwendungen:</p> <ul style="list-style-type: none"> • multiplikative Prozesse • logarithmische Eigenschaften von Eingangsdaten • natürliche Prozesse 	<p style="text-align: center;">Log-Normal-Verteilung</p>  <p>The graph displays two curves for the Log-Normal distribution. The x-axis represents the value of the variable, ranging from 0.0 to 10.0. The y-axis represents the function value, ranging from -0.1 to 1.1. The blue curve, labeled 'Dichtefunktion' (density function), starts at (0,0), peaks at approximately x=0.5 with a value of about 0.65, and then decays towards zero as x increases. The red curve, labeled 'Verteilungsfunktion' (cumulative distribution function), starts at (0,0) and increases monotonically, following an S-shaped curve that levels off towards a value of 1.0 as x increases.</p>
<p>Cauchy-Verteilung, hier mit $t = 0$ und $s = 1$</p> <p>t: Lageparameter s: Breitenparameter</p> <p>Anwendungen:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Ausreißer-Problem • Extreme Ausprägung der Eingangswerte 	<p style="text-align: center;">Cauchy-Verteilung</p>  <p>The graph displays two curves for the Cauchy distribution. The x-axis ranges from -5.0 to 5.0, and the y-axis ranges from -0.1 to 1.1. The blue curve, labeled 'Dichtefunktion', is a bell-shaped curve centered at x=0 with a peak height of approximately 0.32. The red curve, labeled 'Verteilungsfunktion', is an S-shaped curve centered at x=0, where it passes through the point (0, 0.5). It approaches 0 as x goes to negative infinity and 1 as x goes to positive infinity.</p>

Bei den probabilistischen Variationen wird zwischen den Fertigungsparametern und den Modellparametern unterschieden. Die möglichen Bandbreiten der Fertigungsparameter sind durch die erlaubten Toleranzgrenzen des Designs (Designgrenzen), festgelegt in den Spezifikationen und Zeichnungen, die Designgrenzen einschränkende vorgelagerten Fertigungsgrenzen sowie von der Prozesslage und Prozessstabilität bestimmt. Häufig wird davon ausgegangen, dass sich die Fertigungsparameter bei stabilen Prozessen normal verteilt um einen Erwartungswert darstellen lassen. Dies ist auch bei einem stabilen Fertigungsprozess ohne Verschleiß der Werkzeuge und ohne Drift der Fertigungslage der Fall. In der Brennstabfertigung ist dies jedoch häufig nur innerhalb sogenannter Lose, einer Fertigungsmenge einer bestimmten gemeinsamen Fertigung (Werkzeuge, Wärmebe-

handlungen etc.), der Fall. Die Gesamtmenge besteht in der Regel aus mehreren Losen deren Fertigungslagen jeweils einer Normal-Verteilung entsprechen, aber unterschiedliche Varianzen und Erwartungswerte aufweisen. Um diesen Umstand zu berücksichtigen müssen alle Verteilungen der Lose superpositioniert werden. Sind die Fertigungslagen und deren Verteilungen nicht bekannt, kann bei einer sehr stabilen Fertigung von einer sich über den gesamten zulässigen Bereich der Fertigungstoleranz erstreckenden Normal-Verteilung der Ist-Werte ausgegangen werden, aus der die Variation des Fertigungsparameters erfolgt. Sind die Fertigungslagen jedoch nur bei den jeweiligen Losen, z.B. einem Werkzeuglos, stabil, verteilen sich mehrere Normal-Verteilungen innerhalb des erlaubten Intervalls. Je nach Losgröße, Anzahl der Lose und Fertigungsmenge wird bei großen Stückzahlen die additive Superposition wiederum eine Normal-Verteilung ergeben, bei kleineren Stückzahlen und vielen Losen gelingt der Test auf eine Normal-Verteilung nicht immer. Zudem müssen die Fertigungslagen bekannt sein, wenn sie direkt in die Rechnungen als Grundlage der Parametervariation eingehen sollen.

In der Fertigungsdokumentation sind diese zumindest in der Dokumentation beim Hersteller vorhanden. Die Kraftwerksdokumentation enthält diese genauen Daten jedoch nicht, sondern in einigen Fällen nur die Bestätigung, dass die Designparameter eingehalten wurden und wie dies nachgewiesen wurde. In einem solchen Fall, der durchaus die Regel sein kann, verhält es sich derart als würde man keine Kenntnisse über die Verteilung der Fertigungsparameter haben. Kann man nicht unterstellen, dass sie einer Normal-Verteilung gehorchen, so ist in der Variationsrechnung eine Gleich-Verteilung mit dem Intervall der Designgrenzen für diese Parameter anzusetzen. Bei dieser Annahme wird unterstellt, dass die mittlere Fertigungslage jeweils die beste Performance des Produkts erlaubt und die Randlagen des erlaubten Intervalls die beste Performance nur wenig schmälern. Durch die Wahl der Gleich-Verteilung in der probabilistischen Parametervariation werden die Randlagen häufiger gezogen als bei einer Normal-Verteilung, was an der jeweiligen Dichtefunktion einfach zu erkennen ist. Die Betonung der Randlagen in der Gleich-Verteilung stellt somit eine konservative Parameterwahl dar. Dies sollte bei probabilistischen Analysen, insbesondere bei Sensitivitätsanalysen, mit einbezogen werden. Wird die probabilistische Analyse zur Einhaltung der Auslegungskonformität verwendet, ist diese Vorgehensweise sogar empfehlenswert.

Bei bestimmten Fertigungsschritten gibt es harte obere oder untere Grenzen, die nicht überschritten werden. Zu diesen gehören zum Beispiel solche Schritte, die mit festen Anschlägen zum Beispiel für eine Längenherstellung arbeiten. Hier kann das Werkstück zwar eine kürzere Länge haben, da es nicht exakt anliegt, aber nie über eine Länge verfügen, die über die Anschlagseinstellung hinausgeht. In diesem Fall sind die Normal- und Gleich-Verteilungen einseitig abgeschnitten solange es sich um additive Prozesse handelt (asymmetrische Grenzen). Sobald es sich um multiplikative Prozesse handelt, ist die Log-Normal-Verteilung anzusetzen.

Die Cauchy-Verteilung ist wie die vorhergehend diskutierten Verteilungen auch eine stetige Verteilungsfunktion und kann daher auch zu Variation der Eingangsparameter verwendet werden. Sie findet dann Anwendung, wenn aufgrund der Kenntnisse der Verteilung der Eingangsdaten eine Normal-Verteilung aufgrund von vielen Werten mit großem Abstand zum Erwartungswert nicht zutreffend ist und eine Gleich-Verteilung als zu konservativ oder als unangebracht erachtet wird. In den hier angestellten Betrachtungen wird die Cauchy-Verteilung bisher noch nicht verwendet.

3.4 Datenzusammenstellungen für die Berechnungen

Für die zu erstellenden Analysen mit dem integralen Ansatz sollen zunächst best estimate Datensätze für die Rechnungen erstellt werden, um in diesen probabilistische Variationen der Eingabedaten und Modellparameter zu variieren. In den üblichen Auslegungsrechnungen zum Reaktorbetrieb werden die Leistungsgeschichten in der Regel ohne die Zeiten im Nasslager während der Revisionen oder wenn das Brennelement in einem Zyklus nicht eingesetzt wird, zur Berechnung verwendet. Da für die Berechnung der Behälterbeladung diese Zeiten zumindest nach dem letzten Reaktoreinsatz bis zur Behälterbeladung zu berücksichtigen sind, haben wir eine Timeline für die Daten der Brennstäbe mit allen Zeitpunkten entwickelt. Dies ist erforderlich, da sich die Einsatzzeiten und auch die Nasslagerzeiten von Brennelement zu Brennelement einer Beladung im Regelfall unterscheiden. Gemeinsam ist für alle Brennelemente einer Beladung nur der Zeitpunkt der Beladung, so dass sich der Beladezeitpunkt in der brennelementspezifischen Timeline jeweils unterscheidet. Die individuelle Timeline enthält folgende Zeitpunkte:

- Ersteinsatz des Brennelementes im Reaktor (Startzeitpunkt = 0)
- Zeitpunkte während des ersten Zyklus aus der Leistungsgeschichte als Addition zum Startzeitpunkt
- Zeitpunkt des Entladens des Brennelementes in das Nasslager mit Abgleich des Datums des Abfahrens des Reaktors
- Zeitraum im Nasslager bis zum erneuten Beladen für den nächsten Einsatz, errechnet aus Kalendertagen

Die vorgehenden vier Punkte wiederholen sich für jeden weiteren Einsatzzyklus im Reaktor bis zum endgültigen Entladen im letzten Einsatzzyklus. Nach dem letzten Entladen wird kalendarisch die Zeitspanne bis zur Beladung in den Behälter ermittelt. Im Anschluss erfolgt die Zeitspanne der Zwischenlagerung.

Zur Erstellung der Timeline werden einige Zeitpunkte aus einer Zeitspanne und andere kalendarisch berücksichtigt. Hierbei ist jeweils auf eine kontinuierliche Abfolge der Zeitpunkte zu achten, da es sich bei den Daten zum einen um Kalendertage und zum anderen um äquivalente Vollaustage handelt. Letztere können bei nicht konstanten 100 % Reaktorleistung während eines Zyklus einen längeren kalendarischen Zeitraum ergeben. Es ist bei dieser Vorgehensweise erforderlich neben den bereits bekannten Leistungsgeschichten die zeitlichen kalendarischen Daten der Einsatzzyklen, Revisionen, Nasslagerzeiten und den Zeitpunkt der Beladung brennelementweise im Detail zu kennen, um den Lebenszyklus eines Brennelementes im Detail zu beschreiben. Diese Vorgehensweise kann verkürzt werden, wenn festgelegt werden kann, welchen Einfluss eine jede Lebensphase auf das spätere Verhalten der Brennelemente während der Zwischenlagerung, des Transportes, einer möglichen Konditionierung und auch der Endlagerung haben kann. Verfolgt man grundsätzlich den detaillierten Ansatz stellt sich diese Frage nicht. In unserem weiteren Vorgehen verfolgen wir daher den detaillierten Ansatz.

Bei den Leistungsgeschichten der Brennstäbe der Brennelemente handelt es sich in der Regel um äquivalente Vollaustage bis auf sogenannte stretch-in und stretch-out zum Beginn und zum Ende eines Reaktorzyklus bei denen ein Lastfaktor kleiner eins angegeben wird. Es handelt sich hier um

den sogenannten Streckbetrieb. Die genaue Fahrweise des Reaktors während eines Zyklus liegt uns nicht vor, es fehlen daher Leistungsabsenkungen und -steigerungen die zum Beispiel im Lastfolgebetrieb in den letzten Jahren bei einigen Kernkraftwerken üblich waren. Im Leistungsbetrieb wurden diese Leistungsänderungen entsprechend abdeckend bewertet. In der bisherigen Bewertung der Zwischenlagerfähigkeit gehen als Betriebsparameter der Brennstabinnendruck und die Oxidschichtdicke ein, die jeweils abdeckend für die Brennstäbe herangezogen werden und diesen Effekt abdecken. Einen Einfluss auf die Bewertungen für eine verlängerte Zwischenlagerung kann durch entsprechende Modellrechnungen, in denen künstliche Leistungsrampen den Leistungsgeschichten hinzugefügt werden, ermittelt werden. Diese wurden von uns bisher nicht durchgeführt.

Nachdem die Timeline der Daten anhand der Leistungsgeschichten erläutert wurde, wollen wir auf die zu modellierenden Lebensphasen des Brennelementes und die dafür erforderlichen Daten und deren Modellierung eingehen. Diese sind:

- Designdaten aus der Auslegung und Herstellung
- Betriebszyklen
- Reaktordaten
- Nasslagerbedingungen
- Beladungs- und Trocknungsbedingungen
- Lagerbedingungen

Auf die Designdaten aus der Auslegung und Herstellung sind wir in unserem Bericht /TÜV 01/ zu dem Vorprojekt 2017 anhand der dort enthaltenen integralen Beispielrechnung eingegangen. An dieser Stelle wollen wir diese Auflistung um die erforderlichen Daten für einen probabilistische Parametervariation erweitern. Dabei sind neben den in unserem Bericht /TÜV 01/ angeführten Nominalwerten auch die minimal und maximal zulässigen Werte sowie die anzusetzende Verteilung bzw. Variationsbandbreite (vgl. Kapitel 3.2) wichtig.

In den Variationsrechnungen gehen auch Zeitreihen wie z.B. die Leistungsgeschichten aus dem Reaktoreinsatz ein. Dies können prinzipiell in ihren Werten variiert werden. Jedoch liegen alle diese Zeitenreihen in der Vergangenheit und brauchen in ihrer Länge (Zeit) nicht variiert werden. Sie stellen eine rein deterministische Größe dar.

Tabelle 3-2 Eingangsdaten und deren Verteilungen für eine probabilistischen Analyse

Brennstab	Daten	Variationsbreite / Verteilung
Brennstabhüllrohr	Innendurchmesser	Max - Min, Normal (ein Los) oder Gleichverteilt (gesamte Fertigung)
	Außendurchmesser	Max - Min Normal (ein Los) oder Gleichverteilt (gesamte Fertigung)
	Wanddicke	Max - Min zur ggf. erforderlichen Einschränkung der zulässigen Durchmesservariationen
	Länge	Max - Min, Normal (ein Los) oder Gleichverteilt (gesamte Fertigung)
Pellet	Durchmesser	Max - Min, Normal (ein Los) oder Gleichverteilt (gesamte Fertigung)
	Höhe	In der Variation der Länge der Brennstabsäule mit betrachtet.
	Volumen	Max - Min, enthält die Variation des Champfer und des Dishing Normal (ein Los) oder Gleichverteilt (gesamte Fertigung)
	Korngröße	Max - Min, Normal (ein Los) oder Gleichverteilt (gesamte Fertigung)
	Dichte	Max - Min, Normal (ein Los) oder Gleichverteilt (gesamte Fertigung)
	Porosität	Max - Min, Normal (ein Los) oder Gleichverteilt (gesamte Fertigung)
	Anreicherungen	Max - Min für jedes Isotop/Element Normal (ein Los) oder Gleichverteilt (gesamte Fertigung)
Oberes Plenum	Freies Volumen	Bestimmt durch Länge von Hüllrohr und Brennstoffsäule sowie Einbauten (Iso-Pellet, Brennstabfeder) Max - Min, Normal
Unteres Plenum	Freies Volumen	Bestimmt durch Länge von Stützhülse sowie Einbauten (Iso-Pellet) Max - Min, Normal
Einfülldruck		
Kühlkanal	Brennstababstand im Brennelement	Bestimmt durch Abstandshalter (Zellengröße) und Brennstabdurchmesser Max - Min, Normal

Reaktor	Daten	Variationsbreite / Verteilung
Leistung und Neutronenfluss	Fehler der Leistungsdichtebestimmung	Max - Min, Normal Für eine Variation ist die globale Variationsbreite der Reaktorleistung anzusetzen, da sich eine lokale Variation über die Zyklen ausgleicht. Alternativ: zyklusspezifische Variation für jeden Zeitpunkt der Leistungsgeschichte. Die Anwendung einer Variation der Leistungsgeschichten und des Neutronenflusses wird in der Fachwelt unterschiedlich gesehen, da dies in Bezug auf den Abbrand auch in der Variation der Pellet-Eigenschaften Dichte, Anreicherung, Durchmesser etc. berücksichtigt wird. Ein Fehler der Leistungsdichte sollte nur zyklusspezifisch angewandt werden im Sinne einer Abbrandunsicherheit des jeweils vorangegangenen Zyklus oder bezogen auf die Leistung des Brennstabes im kommenden Zyklus.
Kühlmittel	Druck	Max - Min, Normal
	Eintrittstemperatur	Max - Min, Normal
	Massenstrom	Max - Min, Normal
Modelle		
Pellet	Spaltgasfreisetzung	Thermisch: Max - Min, Normal Transient: Max - Min, Log-Normal
	Relocation, radial	Max - Min, Log-Normal
	Schwellen	Max - Min, Gleichverteilt
	Nachverdichtung	Max - Min, Gleichverteilt
Hüllrohr	Kriechen, strahleninduziert	Max - Min, Log-Normal
	Kriechen, thermisch	Max - Min, Log-Normal
	Wasserstoffaufnahme (Pick up fraction)	Max - Min, Normal
	Dehnung, thermisch	Max - Min, Normal
	Dehnung, elastisch	Max - Min, Normal
	Wachstum	Max - Min, Normal
	Korrosion (Fitting-Faktor)	Max - Min, Normal

3.5 Ermittlung der probabilistischen Parameter

Zur Variation eines Parameters wird dieser in seinem Gültigkeitsintervall, das in der Regel durch Fertigungsgrenzen, Streubreiten der Modellparameter oder Fehlerabschätzungen aus experimentell ermittelten Daten festgelegt ist, durch eine Zufallsgröße, die einer zuvor festgelegten Verteilung gehorcht, für jede Rechnung der Variationsanalyse ermittelt. Die Ermittlung der Zufallsgröße erfolgt nicht aus der Dichtefunktion $\varphi(x)$, sondern aus der Wahrscheinlichkeitsfunktion $\Phi(x)$, die den Wert des Integrals von $\varphi(x)$ in den Grenzen $[-\infty, x]$ wiedergibt und einen Wertebereich zwischen 0 und 1 aufweist (vgl. Kap. 3.2). Bei einigen Verteilungsformen, zu der die Normal-Verteilung und die Log-Normal-Verteilung gehören, ist die Verteilungsfunktion $\Phi(x)$ nicht analytisch zu bestimmen. Daher ist die Verteilungsfunktion $\Phi(x)$ für jede Dichtefunktion $\varphi(x | \mu, \sigma)$ numerisch zu bestimmen oder es sind entsprechende Tabellen zu verwenden. In der Anwendung für numerische Variationsrechnungen verwendet man jedoch entsprechende Verfahren (z.B. /BOX/) und verwendet die aus den jeweiligen Verteilungen ermittelten Variationsparameter als multiplikativen Faktor für den jeweils zu variierenden Nominalwert der im Fokus stehenden Größe wie z.B. dem Hüllrohrradius. Im Folgenden gehen wir auf die verwendeten Verteilungsformen ein und deren Implementierung in den hier verwendeten Rechenprogrammen ein.

Die Basis der Zufallsgröße X wird mit Hilfe eines Zufallsgenerators, der aus einer Gleich-Verteilung im Intervall $[0, 1]$ die reelle Zufallszahl x zieht, ermittelt. Wird die Zufallszahl x aus dem Intervall $[0, 1]$ auf das Intervall einer Gleich-Verteilung $[\text{Min}, \text{Max}]$ skaliert, erhält man direkt die Zufallsgröße aus dem festgelegten Intervall:

$$X = (\text{Max} - \text{Min}) * x + \text{Min}$$

Somit wird aus der Verteilungsfunktion $\Phi(x)$ mit dem Wertebereich $[0, 1]$ die Verteilungsfunktion $\varphi(x)$ mit dem Intervall $[\text{Max}, \text{Min}]$.

Wenn aus Listen ein Wert gewürfelt werden soll, so wird Min auf den Index des ersten Listeneintrags gesetzt und Max auf den letzten Indexeintrag + 1 gesetzt. Den gewürfelten Indexwert erhält man durch die Verwendung des ganzzahligen Anteils der gewürfelten Zahl x . In unseren Variationsrechnungen können sowohl ein einzelner Brennstab oder eine nach einer Eigenschaft (Typ, BE, Beladung etc.) festgelegte Anzahl von Brennstäben einbezogen werden. Enthält die Liste mehr als einen Eintrag, so wird auch der Brennstab nach einer Gleich-Verteilung in Form seiner Bezeichnung bzw. Leistungsgeschichte aus der zuvor erstellten Liste gezogen.

In der Regel werden die Zufallsgrößen nicht um den Nullpunkt einer Verteilung, sondern um das neutrale Element der Multiplikation Eins entwickelt, da die ermittelten Zufallsgrößen als multiplikativer Faktor für den Nominalwert einer zu variierenden Größe ermittelt wird. Ist die Ermittlung der Zufallsgröße derart implementiert, gilt für das Ziehen aus einer Liste mit dem Startindex 1, das Min = 0 und Max = letzter Indexeintrag gesetzt werden muss:

$$\text{untere Grenze} = 1 - \text{Min}$$

$$\text{obere Grenze} = 1 + \text{Max}$$

$$X = (\text{obere Grenze} - \text{untere Grenze}) * x + \text{untere Grenze}$$

Im Folgenden werden alle Verteilungsformen um den Wert Eins entwickelt, um sie in der Variation als multiplikatives Element einsetzen zu können.

Die Normal- oder Gauß-Verteilung beschreibt die bekannte Glockenkurve. Bei ihr ist die Bestimmung der Verteilungsfunktion $\Phi(x)$ mit dem Wertebereich $[0, 1]$ aus der Verteilungsfunktion $\varphi(x | \mu, \sigma)$ mit dem Erwartungswert μ und der Standardabweichung σ in dem Wertebereich $[\text{Max}, \text{Min}]$ analytisch nicht möglich. Für eine numerische Erzeugung normalverteilter Zufallszahlen stehen mehrere Verfahren zur Verfügung. In unserer Implementierung verwenden wir das Box-Muller-Verfahren /BOX/. Hierbei wird aus zwei gleichverteilten Zufallszahlen aus dem Intervall $[0, 1]$ durch eine Transformation eine Normal-Verteilung erzeugt. Die normalverteilten Zufallszahlen werden jeweils um den Erwartungswert $\mu = 1$ und die Standardabweichung σ als multiplikativer normalisierter Faktor entwickelt. Bei der Standardabweichung wird in der technischen Anwendung der Wertebereich auf den Bereich $\pm 3\sigma$ der Normal-Verteilung abgebildet. Mit diesem Intervall werden 99,73 % aller Werte der normalverteilten Zufallszahlen abgedeckt. Die anzusetzende Standardabweichung errechnet sich aus den Maximal- und Minimalwerten (Max, Min) und dem Nominalwert (Nom) der zu variierenden Parameter damit nach:

$$\sigma = (\text{Max} - \text{Min}) / (6 * \text{Nom})$$

$$\text{obere Grenze} = 1 + (\text{Max} - \text{Nom}) / \text{Nom}$$

$$\text{untere Grenze} = 1 - (\text{Nom} - \text{Min}) / \text{Nom}$$

Für einen nominalen Hüllrohrdurchmesser von 10,75 mm mit einer Fertigungstoleranz von $\pm 0,05$ mm ergibt dies zum Beispiel folgende Werte:

$$\sigma = 0,0015505$$

$$\text{obere Grenze} = 1 + 0,0046512$$

$$\text{untere Grenze} = 1 - 0,0046512$$

mit denen die Fertigungstoleranz durch eine Normal-Verteilung mit einem 6σ Intervall und einem Erwartungswert $\mu = 1$ abgebildet ist. Als multiplikativer Variationswert X ergibt sich somit mit den vom Zufallsgenerator gelieferten Zufallszahlen x aus dem Intervall $[0, 1]$:

$$X = 1 + x * \sigma$$

Die Log-Normal-Verteilung X kann aus der Normal-Verteilung Y erstellt werden. Es gilt:

$$Y = \log_e(X) \text{ ist normalverteilt}$$

Daraus ergibt sich für die log-normal verteilten Zufallszahlen X

$$X = e^Y$$

für die numerische Anwendung aus der zuvor beschriebenen Methode zur Ermittlung der normal verteilten Zufallszahlen für die Generierung von log-normal verteilten Zufallszahlen.

Für die Cauchy-Verteilung kann die Verteilungsfunktion direkt angegeben werden. Die Cauchy verteilten Zufallszahlen ergeben sich aus der Beziehung

$$X = 0,5 + 1/\pi * \arctan ((x - t) / s) \text{ mit } s = \text{Breitenparameter und } t = \text{Lageparameter.}$$

Für unsere Anwendungen wird der Lageparameter $t = 0$ verwendet. Der Breitenparameter s errechnet sich nach der gleichen Formulierung wie die Standardabweichung für die Normal-Verteilung.

Für die Erstellung der gleichverteilten Zufallszahlen im Intervall $[0, 1]$ haben wir den in dem von uns verwendeten FORTRAN-Compiler enthaltenen Zufallsgenerator nach positiven Test mit hoher Anzahl von Zufallszahlen verwendet. Auch der Brennstabcode TRANSURANUS /TRANS/ enthält einen Zufallsgenerator, der nach unserer Prüfung gleichwertig ist.

3.6 Weitere Nebenbedingungen zur Berechnung des Brennstabverhaltens

Für die Berechnung des Brennstabverhaltens werden neben dem Programmcode und den darin enthaltenen Modellen die Brennstabdaten sowie die Randbedingungen aus dem Reaktorbetrieb, der Nasslagerung und der Trockenlagerung benötigt. Die Daten des Reaktorbetriebes und der Nasslagerung liegen uns vor und wurden bereits in dem Vorprojekt /TÜV 01/ verwendet. Ebenso unsere internen Brennstabdatensätze, mit denen wir hier eine mögliche reale Beladung eines Transport- und Lagerbehälters (TLB) der Bauart CASTOR V/19 simulieren wollen. Für die trockene Lagerung werden zur Bestimmung der Temperaturen der Hüllrohre die thermischen Randbedingungen als Funktion des Ortes und der Zeit benötigt.

Der TLB der Bauart CASTOR V/19 ist mit einem inneren Tragkorb ausgestattet in dem 19 Brennelemente aus deutschen Druckwasserreaktoren mit einer Abmessung von 230 x 230 mm aufgenommen werden können. Die Anordnung der Brennelemente im TLB erfolgt in Form von in zwei Kreisen um den zentralen Schacht angeordnete Aufnahmeschächte. In der Abbildung 3-4 ist die Anordnung der Brennelemente dargestellt.

Für unsere Rechnungen haben wir eine homogene Beladevariante gewählt, bei der alle Brennelemente die gleiche Wärmeleistung besitzen. Bei der maximal zulässigen Wärmeleistung des Behälters von 39 kW ergibt das 2,052 kW pro Brennelement. Diese Beladung wird in der Realität nicht realisierbar sein, denn in der Regel wird weder die mögliche Gesamtwärmeleistung des Behälters voll ausgeschöpft noch liegen die Wärmeleistungen der einzelnen Brennelemente zum Zeitpunkt der Beladung für diese Beladevariante in der Regel über 2,0 kW (vgl. Abbildung 3-4).

In der homogenen Beladevariante sind bei einer realistischen Beladung die Wärmeleistungen der Brennelemente zum Zeitpunkt der Beladung nicht gleich. Des Weiteren unterscheiden sich die Nachzerfallsleistungen der Brennelemente bzw. Brennstäbe, die mit den äußeren thermischen Randbedingungen die Temperatur der Brennstäbe über die Zeit bestimmt.

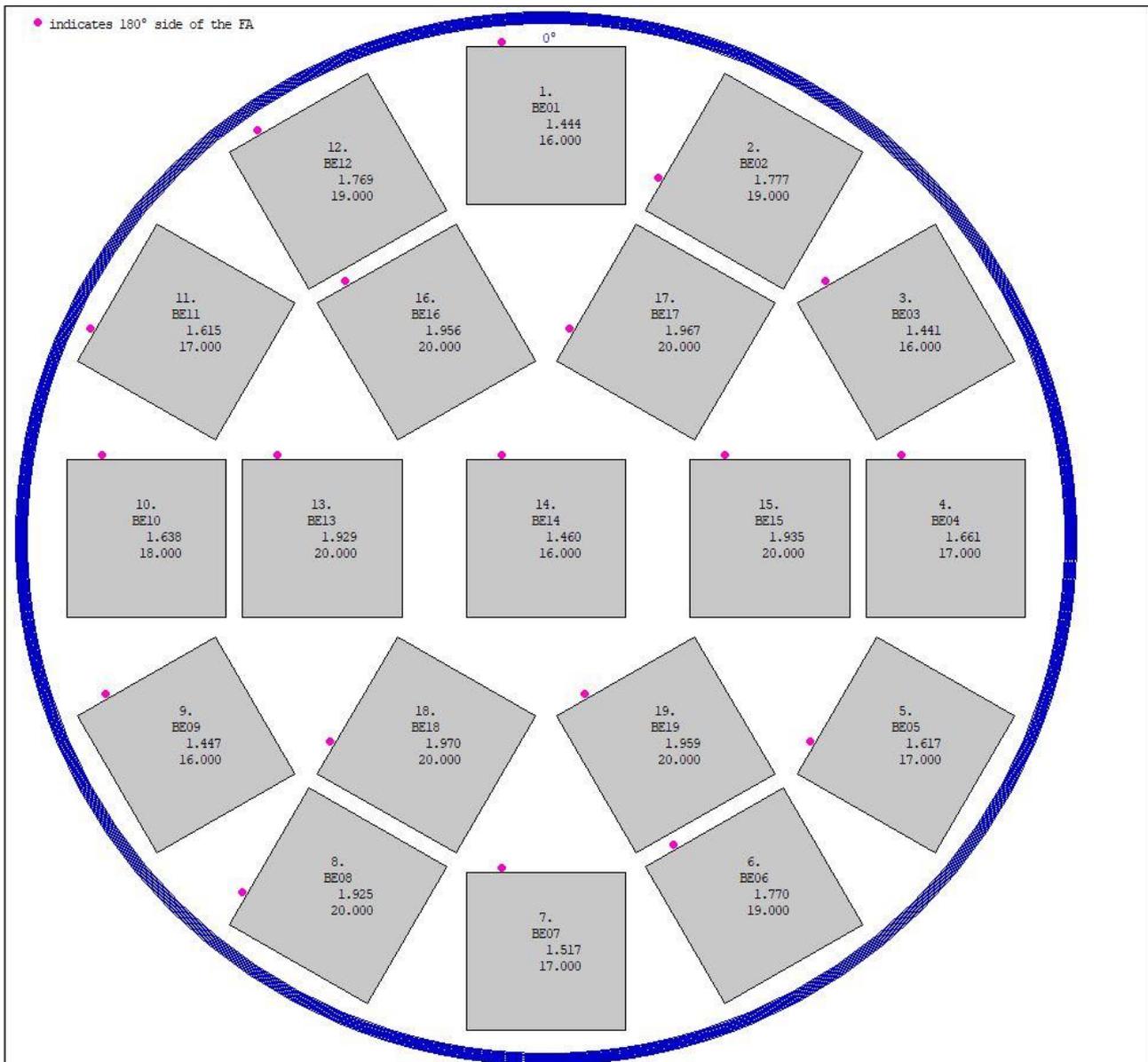


Abbildung 3-4: Schematische Darstellung des Transport- und Lagerbehälters der Bauart CASTOR V/19 mit Schachtnummer, Brennelementbezeichnung und Drehorientierung (Punkt an der 180 °-Seite), Nachzerfallsleistung [kW] zum Beladezeitpunkt und Aktivität [PBq]

Da es sich um eine prototypische Implementierung handelt, haben wir für die Berechnung der zeitlichen Verläufe der Nachzerfallsleistung und des Temperaturfeldes vereinfachte Modelle implementiert. Diese sollen bei einer Anwendung durch Rechnungen von aktuell verwendeten Codes ersetzt werden. Für die Nachzerfallsleistung sind dies z. B. die Codes des CMS-Systems (CASMO-5, SIMULATE-3 und SNF) /CMS/, des SCALE-Systems (TRITON und ORIGIN) /SCALE/ oder OREST /OREST96/. In unserer Implementierung haben wir für die Nachzerfallsleistung den Ansatz von Way und Wigner /WUW/ verwendet und die Berechnungen nach dem Vorgehen in der DIN 25463 /DIN 02/ adaptiert. Es werden die Nachzerfallsleistung nach jedem Zyklus für die gesamte Zeit-

spanne berechnet und zur Gesamtnachzerfallsleistung addiert, die im Nasslager und im Lagerbehälter verwendet wird. Unsere Rechnungen der Nachzerfallsleistung zeigen gegenüber Referenzrechnungen mit SCALE /SCALE/ zum Zeitpunkt der Beladung Abweichungen von bis zu $\pm 10\%$. Für die beispielhaften Berechnungen mit dem Prototyp halten wir diese Abweichung für akzeptabel. In der Abbildung 5 sind die Berechneten Nachzerfallsleistungen eines jeden Zyklus und die Summe der Nachzerfallsleistungen abgebildet. Um die Größenverhältnisse der Brennstableistungen im Reaktorbetrieb und die Nachzerfallsleistung in einem Diagramm abzubilden, wurde eine logarithmische Skalierung der Abszisse gewählt.

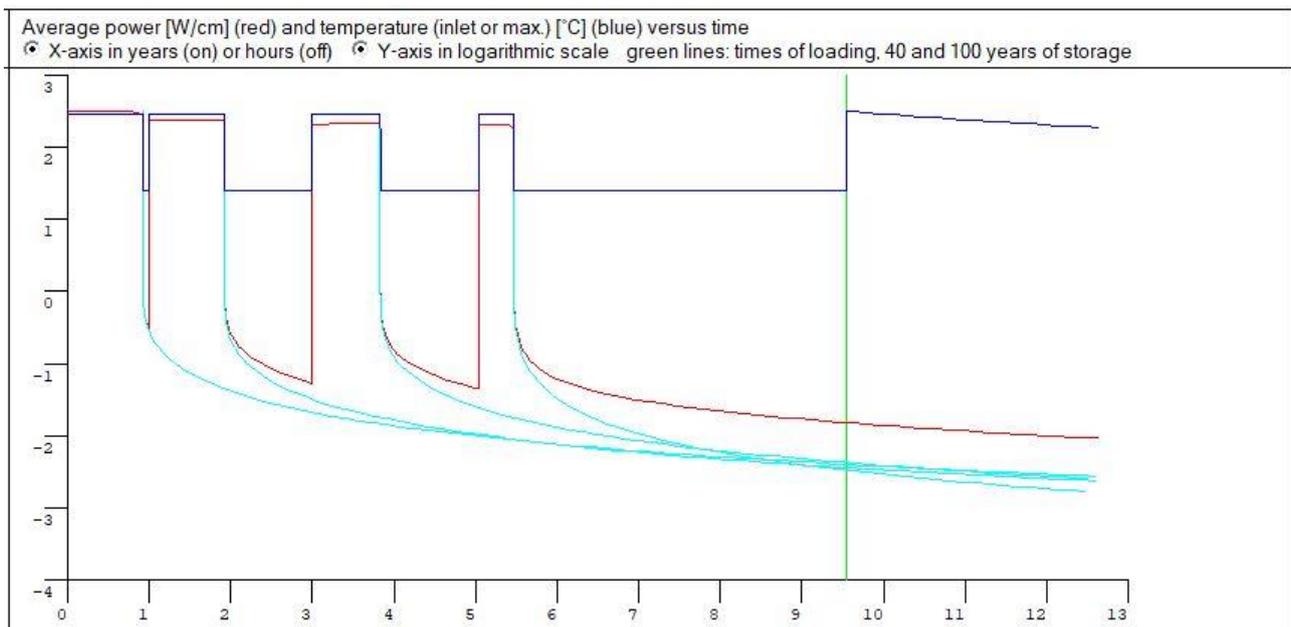


Abbildung 3-5: Berechnung der des zeitlichen Verlaufs der Nachzerfallsleistung für einen Brennstab in Summe (rot) und in den einzelnen Zyklen (türkis). Die grüne Linie stellt den Beladungszeitpunkt dar.

Für das in Abbildung 3-5 abgebildete Brennelement beträgt die Nachzerfallsleistung zum Zeitpunkt der Beladung 1,46 kW. Unsere Approximation ermittelt eine Nachzerfallsleistung von 1,44 kW. Dieser Unterschied kann auch in den unterschiedlichen Zeitpunkten der Berechnung der Nachzerfallsleistung begründet sein, da für die Lagerung der Zeitpunkt der Berechnung vor dem Beladedatum liegt. Dies haben wir in unserer Betrachtung nicht weiter differenziert.

Für die Adaption des zeitlichen Verlaufs der Hüllrohrtemperatur während der Lagerung zu adaptieren haben wir für die homogene Beladevariante eine abdeckende Beladung zum Zeitpunkt der Beladung mit dem Programm ANSYS /ANSYS/ berechnet. Ergebnisse dieser Rechnung sind in Abbildung 3-6 dargestellt. Diese Ergebnisse haben wir durch Polynome über den gesamten Behälterquerschnitt und über den Querschnitt der Aufnahmeschächte parametrisiert und als Algorithmen formuliert. Bei der axialen Temperaturverteilung erfolgte die Parametrisierung in analoger Weise. Die Ergebnisse der Adaption sind in der Abbildung 3-7 dargestellt.

Für die Ermittlung der Temperaturverteilung in den Brennelementen bzw. die Temperaturen der Brennstäbe haben wir mit der abdeckenden Parametrisierung unter Berücksichtigung der geometrischen Anordnung der Brennelemente und der Anordnung der Brennstäbe im Brennelement die Temperaturen der Hüllrohre ermittelt. Das Ergebnis für den Querschnitt ist in Abbildung 3-8 dargestellt.

Bei der Ermittlung der Hüllrohrtemperaturen sind die Koordinaten der Brennstäbe im Behälter erforderlich. Daher muss die Lage der Brennelementschächte exakt bekannt sein. Wir haben diese aus frei zugänglichen Aufnahmen eines CASTOR V/19 ermittelt. Diese sollten für eine belastbare Berechnung der Temperaturen anhand der Zeichnungen der jeweiligen Ausführung des CASTOR V/19 überprüft werden.

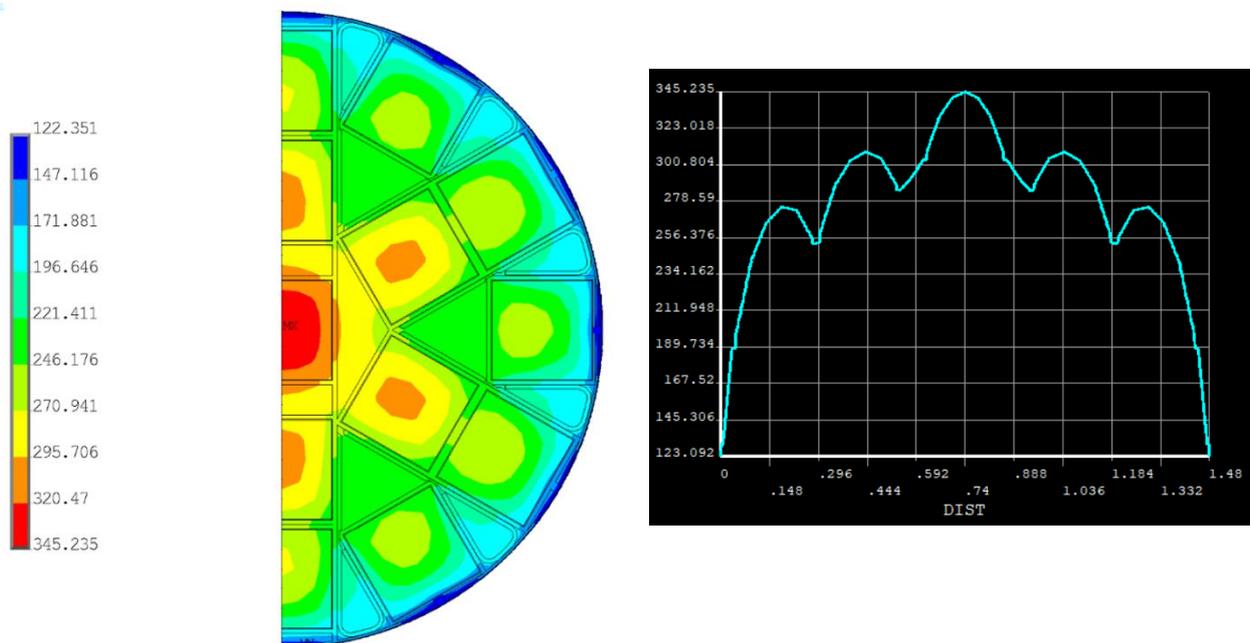


Abbildung 3-6 Temperaturverteilung in der heißesten Ebene für die homogene Beladevariante mit abdeckender Beladung

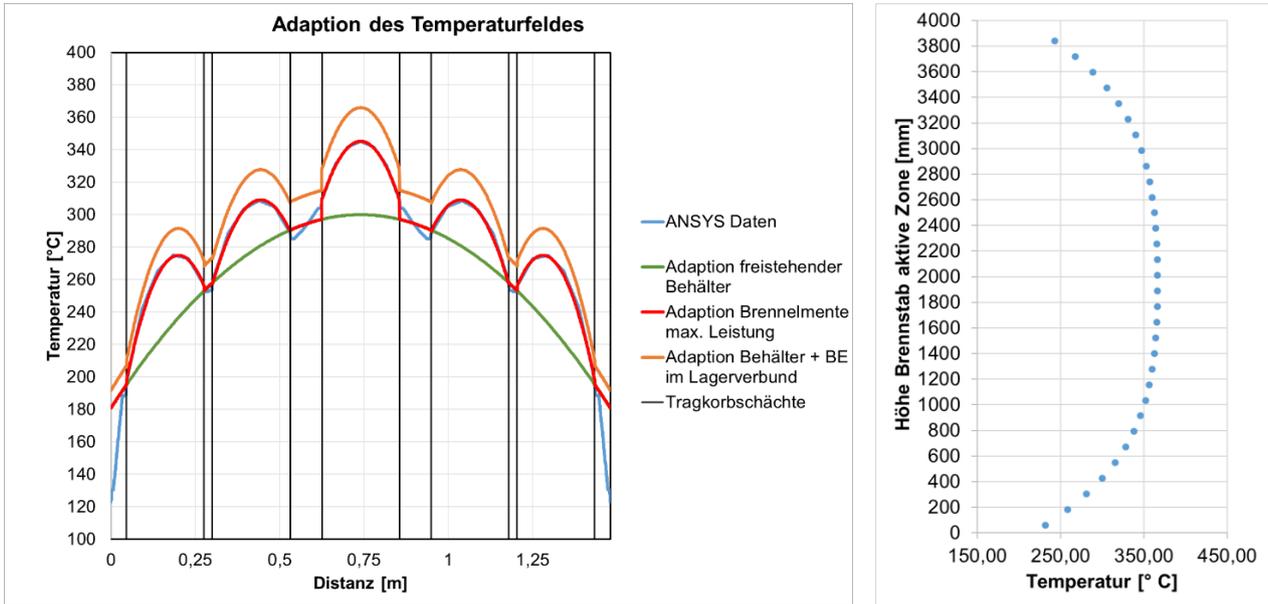


Abbildung 3-7 Parametrisierung der ANSYS-Rechnung für die homogene Beladung mit abdeckender Beladung in der heißesten Ebene (links) und die axiale Parametrisierung (rechts)

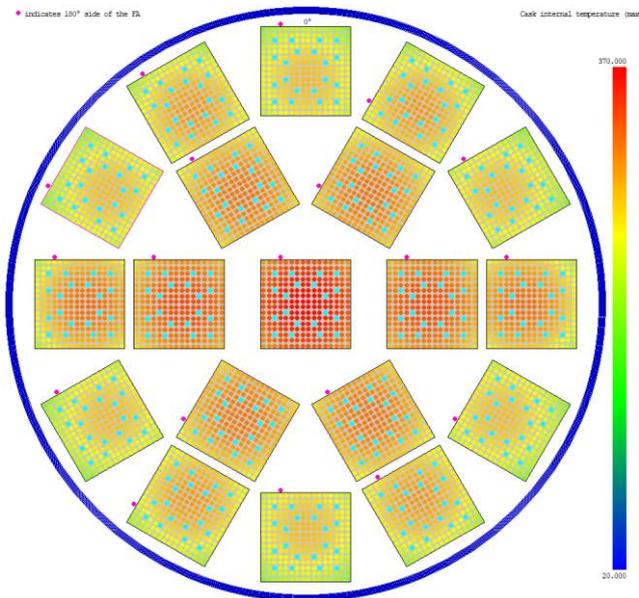


Abbildung 3-8 Schematische Darstellung des Transport- und Lagerbehälters der Bauart CASTOR V/19 mit maximalen Brennstabtemperaturen (Skala max. 370 °C) der abdeckenden 39 kW Beladung zum Beladezeitpunkt

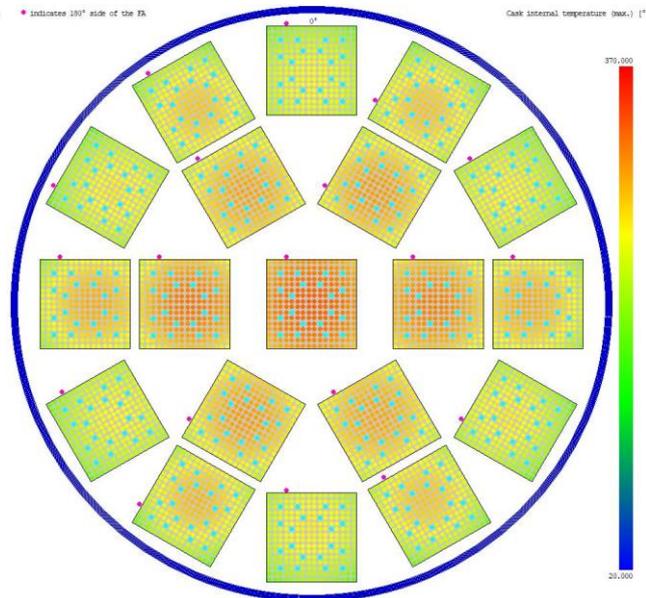


Abbildung 3-9 Schematische Darstellung des Transport- und Lagerbehälters der Bauart CASTOR V/19 mit maximalen Brennstabtemperaturen (Skala max. 370 °C) der Beladung gem. Abb. 3-4 zum Beladezeitpunkt

Für jeden Zeitpunkt der Brennstabberechnungen, der in den Zeitraum der Zwischenlagerung fällt, wird aus der Nachzerfallsleistung der Brennstäbe die mittlere Nachzerfallsleistung der Brennelemente berechnet mit dieser dann die Wärmeleistung der gesamten Behälterbeladung ermittelt wird. Nach dem zuvor beschriebenen Verfahren werden dann die thermischen Randbedingungen für die Brennstäbe zu diesem Zeitpunkt ermittelt und es ergibt sich der Verlauf der Hüllrohrtemperatur über die Lagerzeit für den spezifischen Brennstab. Diese Daten werden sowohl für die detaillierte Analyse als auch bei der probabilistischen Analyse herangezogen. Bei der probabilistischen Analyse wird nur die Wärmeleistung variiert, da die Brennstabtemperatur an diese direkt gekoppelt ist.

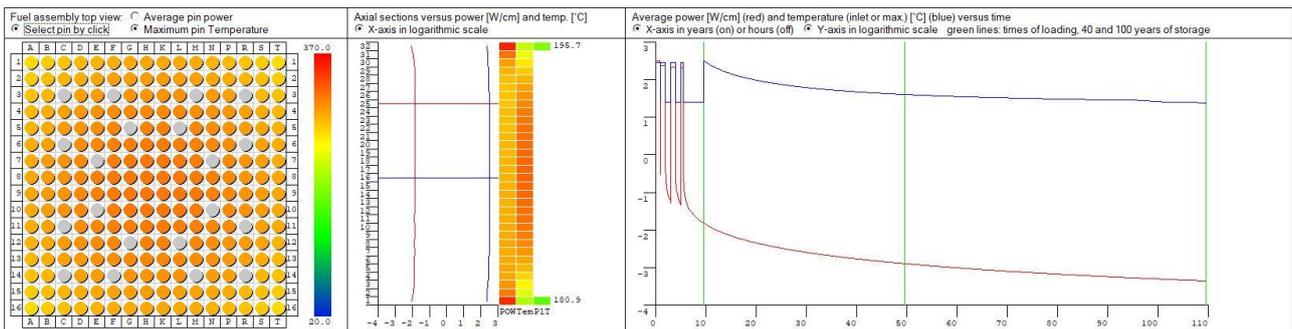


Abbildung 3-10 Temperaturen eines Brennelementes zu Beginn der Lagerzeit und zeitlicher Verlauf bis 100 Jahre Lagerzeit (Skalierungen der Temperatur und Wärmeleistung logarithmisch) :
 Links: Maximale Brennstabtemperatur im Brennelementquerschnitt, Skala 20 °C bis 370 °C
 Mitte: axialer Temperaturverlauf (blau) und Wärmeleistung (rot),
 Rechts: Zeitverlauf der Brennstabtemperatur (blau) und der Wärmeleistung (rot)

Die Abbildung 3-10 zeigt links für das zentrale Brennelement der angenommenen realen Beladung aus Abbildung 3-4 die maximale Brennstabtemperatur im Brennelementquerschnitt zu Beginn der Lagerzeit auf einer Farbskala von 20 °C bis 370 °C. Die maximale Temperatur beträgt für einen Brennstab aus der Mitte (Position H 08) des Brennelementes ca. 325 °C.

Im mittleren Teil der Abbildung 3-10 sind die axialen Verläufe der Nachzerfallsleistung und der Brennstabtemperatur des gewählten Brennstabes H 08 als Liniendiagramme in logarithmischer Darstellung dargestellt. Es wurde diese Darstellungsart für den Brennstab gewählt, um sowohl die Wärmeleistungen im Bereich von mehreren 100 Watt/cm aus dem Reaktorbetrieb bis zu den Wärmeleistungen im Behälter von einigen Milliwatt/cm während der Lagerung darstellen zu können. Neben den Liniendiagrammen sind die axialen Verläufe auch als farbcodierte Säulen über die Höhe dargestellt. Neben der zweiten Säule für den axialen Temperaturverlauf sind oben und unten jeweils die Plenumtemperaturen als Farbcodierung und als Werte dargestellt. In diesem Fall beträgt die ermittelte ober Plenumstemperatur ca. 196 °C und die untere Plenumstemperatur ca. 181 °C.

Im rechten Teil der Abbildung 3-10 ist der Zeitverlauf der Daten des Brennstabes H_08 vom Ersteinsatz im Reaktor, dem Zeitpunkt 0 mit vier Einsatzyklen dargestellt. Die gesamte Einsatzzeit beträgt ca. 5,5 Jahre inklusive der Zeiten im Lagerbecken zwischen den Einsatzyklen. Dann schließt sich die Zeit der Nasslagerung von ca. 4 Jahren an. In diesen beiden Zeiträumen ist als Temperatur (blau) die Reaktoreintrittstemperatur im Reaktoreinsatz, ca. 294 °C, oder eine Lagerbeckentemperatur, hier 25 °C, dargestellt. Die Wärmeleistung des Brennstabes (rot) ist im Reaktoreinsatz mit den Werten seiner Leistungsgeschichte und während der Nass- und Trockenlagerung als Nachzerfalls-

leistung dargestellt. Auch hier wurde aus darstellungstechnischen Gründen eine logarithmische Abszisse gewählt. Die erste vertikale grüne Linie stellt in der Zeitskala des Brennstabes den Zeitpunkt der Beladung bei ca. 9,5 Jahren dar. Hier ändern sich die Wärmeabfuhrbedingungen vom Nasslager auf die trockene Lagerung, was an dem Anstieg der Temperatur zu erkennen ist. Der Verlauf der Brennstabtemperatur zeigt, dass diese dem Abklingen der Wärmeleistung folgt. Weitere grüne Linien sind in Abbildung 3-10 bei ca. 49,5 und bei 109,5 Jahren eingezeichnet, die jeweils einer Lagerzeit von 40 und 100 Jahren entsprechen.

Die Abbildungen 3-4, 3-5, 3-8, 3-9 und 3-10 stellen Teile unseres Prototyps TITANIA-CASK dar, den wir aus dem vorhandenen Programmsystem für die LOCA-Ganzkernrechnungen in Eigenregie entwickelt haben (vgl. Kap 3.1). Die konsequente Visualisierung der Daten mit interaktiver Ermittlung der dargestellten Werte hat sich als sehr hilfreich erwiesen um eine Qualitätssicherung der Implementierung durchzuführen. Die in der Abbildung 3-7 dargestellten Ergebnisse der Parametrisierung des Temperaturfeldes wurde mit Hilfe von MS-Excel durchgeführt und vor und nach der Implementierung hinreichend getestet.

Wie auch bei der Nachzerfallsleistung soll für belastbare Rechnungen der hier für den Prototyp adaptierte zeitliche Temperaturverlauf über die Lagerzeit durch Ergebnisse eines valideren Programms wie z. B. ANSYS /ANSYS/ ersetzt werden können. Entsprechende Schnittstellenpunkte zum Import von externen Daten wurden bei der Programmanpassung bereits vorgesehen.

Mit dem Programm TITANIA-CASK werden auch die Rechnungen mit dem Brennstabcode TRANSURANUS /TRANS/ verwaltet. Für die Darstellung der Analyseergebnisse wurde weiterhin das von uns entwickelte Grafiktool MyPlot bezüglich der in diesem Projekt entwickelten Ausgabeschemata angepasst.

3.7 Ergebnisse der ersten Variationsrechnungen

3.7.1 Vorbereitung der Analysen

Bei den Variationsrechnungen müssen je nach Fragestellung mehrere 100.000 Rechnungen durchgeführt werden. Daher haben wir im Vorfeld die Stabilität der einzelnen Module im Rechenablauf stufenweise mit bis zu 100.000 Simulationen durchgeführt. Folgende Punkte wurden dabei untersucht:

- Vorhandensein und Eindeutigkeit der Zusammenstellung der Brennstabdaten
- Eindeutige Entwicklung der Zeitreihen (vgl. Kap 3.4)
- Eindeutigkeit der Auswahlkriterien der Brennstäbe
- Überprüfung der ausgewählten Eingangsverteilungen und deren Parameter
- Erstellen der Eingabedateien
- Durchführung der Rechnungen und deren Stabilität
- Ausgabe von Fehlermeldungen

- Speicherplatzbedarf
- Bearbeitung der Ergebnisse insbesondere bei sehr großen Ausgabedateien

Zur Untersuchung der oben angegebenen Anforderungen an die Rechenläufe haben wir in unserem Prototyp Prüfroutinen implementiert, die die oben genannten Anforderungen vor Start der Rechnungen überprüfen und während der Rechnung abfangbare Fehler ausweisen. So werden z. B. die Zeitreihen auf Konsistenz der zeitlichen Abfolge geprüft, um Diskrepanzen zwischen der Reihung von Kalenderdaten und Zeitintervallen festzustellen. Auch ist ein mangelnder Speicherplatz keine seltene Ursache für den Abbruch einer Rechnung. Daher wird in unserem Prototyp vor Start der Rechnung aus der Anzahl der Rechnungen und der Größe der Ausgabenstruktur der erforderliche Speicherplatz berechnet und ein Start der Rechnung mit entsprechender Meldung unterbrochen. Die obige Liste hat nicht den Anspruch auf Vollständigkeit und jede Implementierung wird andere oder weitere Anforderungen aufweisen.

3.7.2 Auslegungskriterien bei der trockenen Zwischenlagerung

In der Auslegung der Brennstäbe für den Reaktorbetrieb sind Grenzen formuliert, die im Normalbetrieb nicht überschritten werden dürfen wie z. B. der Brennstabinnendruck, die Korrosionsschichtdicke und weitere. Die Auslegungsgrenzen werden statistisch als Quantile formuliert, z. B. als 95 %- oder 99,9 %-Quantil, und diese Quantile müssen mit einer festgelegten Sicherheit eingehalten werden. In der trockenen Zwischenlagerung sind als Auslegungsgrenzen bezüglich der Hüllrohrintegrität die maximal zulässige Tangentialspannung auf $< 120 \text{ N/mm}^2$ und die maximal zulässige tangentielle Hüllrohrdehnung auf $< 1 \%$ begrenzt. Hinzu kommt zurzeit noch eine maximal zulässige Hüllrohrtemperatur von 370 °C als Kriterium für die Einhaltung der dem Spannungs- und Dehnungskriterium zugrundeliegenden Experimente und der bei einigen Hüllrohrmaterialien kreditierten Strahlungsverprödung. Eine Festlegung von Quantilen für die Kriterien für die trockene Zwischenlagerung sowie der zugehörigen Sicherheit der Einhaltung ist bis jetzt noch nicht erfolgt. Hier sollte die selbe Vorgehensweise wie bei der Brennstabauslegung mit statistischen Methoden für den Reaktorbetrieb gewählt werden, wie sie von der RSK /RSK/ bewertet wurden und auch in den Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke /SiAnf/ und der KTA 3101.3 gefordert werden. Demnach ist zu zeigen, dass mit einer statistischen Aussagesicherheit von 95 % nicht mehr als ein Brennstab im Kern pro Zyklus als defekt zu erwarten ist. Übertragen auf die Analyse einer CASTOR-Beladung wird aus dieser Anforderung, dass mit einer statistischen Aussagesicherheit von 95 % nicht mehr als ein Brennstab der CASTOR-Beladung bis zum Ende der gesamten betrachteten Lagerzeit als defekt zu erwarten ist. Als „defekt zu erwarten“ ist hier als „Überschreitung einer Auslegungsgrenze“ anzusehen, falls die Auslegungsgrenze der Schadensgrenze entspricht. Gegenüber der deterministischen Methode, in der keine Überschreitung einer Auslegungsgrenze gefordert ist, wird hier die Schadensrate auf einen Brennstab beschränkt. Dies ist dem Umstand geschuldet, dass bei der statistischen Methode die Schadensraten zwar klein sein können aber niemals null, was sich z. B. aus dem Intervall $[-\infty, +\infty]$ der Normalverteilung ableiten lässt.

Nach der Definition der RSK des 1-Brennstabquantils und der Aussagesicherheit von 95 % hängt die Anzahl der erforderlichen Rechnungen von der Anzahl der zu betrachtenden Brennstäbe ab.

Wird ein Quantil p zugrunde gelegt, beträgt der Erwartungswert E für dieses Quantil bei n betrachteten Brennstäben:

$$E = n * p \text{ für das Quantil } p \text{ mit einer Sicherheit von } 95 \%$$

bzw.

$$E = 1 - 1/n \text{ für das 1-Brennstabquantil mit einer Sicherheit von } 95 \%$$

Die Anzahl der erforderlichen Variationsrechnungen ergibt sich aus der Anzahl der Brennstäbe n , dem Quantil $E = 1$ -Brennstabquantil und der Aussagesicherheit $(1-\alpha) = 0,95$ zu ca. $3 * n$ /DIN 01/. Weitere Betrachtungen hierzu bitten wir der Fachliteratur zu entnehmen. Es bleibt nochmals anzumerken, dass bei dem hier angewandten Verfahren auch die Brennstäbe bzw. die Leistungsgeschichten aus der Grundgesamtheit der Brennstäbe n aus einer Verteilung gewürfelt werden müssen, um diesem statistischen Ansatz zu genügen.

3.7.3 Fallbeispiel einer einfachen Parametervariation

Als ein hier darzustellendes Ergebnis einer Variationsrechnung haben wir die Variation des Innen- und Außendurchmessers der Hüllrohre in den Grenzen der Herstellungsspezifikation vorgenommen und die Auswirkungen auf den Brennstabinnendruck vor Beginn der Lagerung und die Auswirkungen auf die Tangentialspannung und Hüllrohrdehnung während der Lagerzeit betrachtet. Diese Parameter entsprechen zwei Kriterien des heutigen Hüllrohrnachweises. Die im Hüllrohrnachweis eingehende Oxidschichtdicke haben wir dabei vorerst nicht variiert, um nur den Einfluss der Durchmesservariation darzustellen. Alle weiteren Parameter werden ebenfalls mit ihren nominalen Werten verwendet.

Folgende Variationen der Hüllrohrdurchmesser wurden dabei durchgeführt:

- Variation eines Brennstabes aus der Mitte des zentralen Brennelementes aufgrund der höchsten Temperatur während der trockenen Lagerung.
- Variation für alle Brennstäbe des zentralen Brennelementes. Dabei werden die zu berechnenden Brennstäbe ebenfalls aus einer Liste gezogen. Hierbei wird eine Gleich-Verteilung angesetzt.
- Variation aller Brennstäbe einer Beladung. Auch hier werden die Brennstäbe mittels einer Gleich-Verteilung gezogen.

In unseren nachfolgend beschriebenen Rechnungen zeigen wir zunächst, wie sich die Variation weniger Parameter auf ein Auslegungsmerkmal auswirkt. Hierzu haben wir den inneren und den äußeren Hüllrohrdurchmesser auf Basis einer Gleichverteilung variiert. Beispielhaft haben wir eine gewürfelte Gleichverteilung als Parametervariation in der Abbildung 3-11 dargestellt. Die Anzahl der Variationen beträgt hier 10 000. Die Anzahl der Rechnungen wurde gewählt um eine genügende Anzahl an Datenpunkten für die Darstellung zu erhalten. Es handelt sich um die Eingangsverteilung des Ziehens der Brennstäbe aus einer Liste mit dem Ansatz der Gleich-Verteilung. Diese Abbildung wird während des Rechengangs live erstellt und dient der Qualitätssicherung.

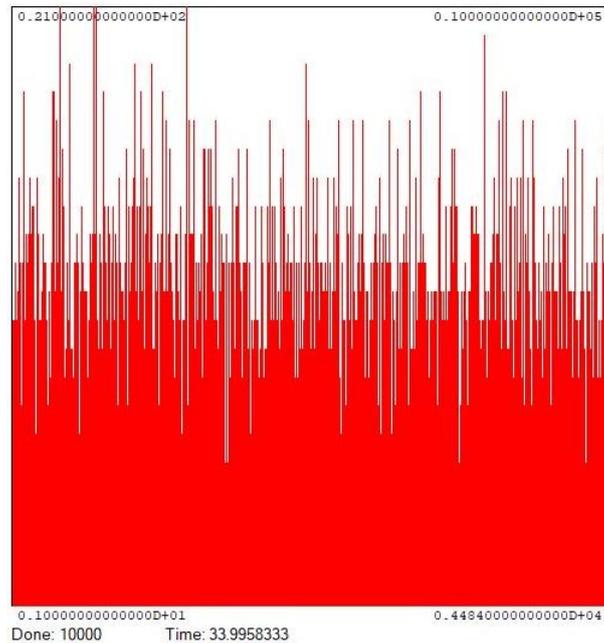


Abbildung 3-11 Parametervariation mit 10 000 Ereignissen aus einer Gleichverteilung

In der Abbildung 3-12 sind die Ergebnisverteilungen für den Brennstabinnendruck vor der Beladung bei 25 °C und die Ergebnisverteilung des maximalen Brennstabinnendruckes während der Lagerzeit dargestellt. Letzterer stellt sich nach der Trocknung bzw. zu Beginn der Lagerung ein, wenn die Brennstabtemperaturen am höchsten sind. Die Variationsbreiten der Ergebnisse sind klein, da es sich immer nur um einen Brennstab handelt.

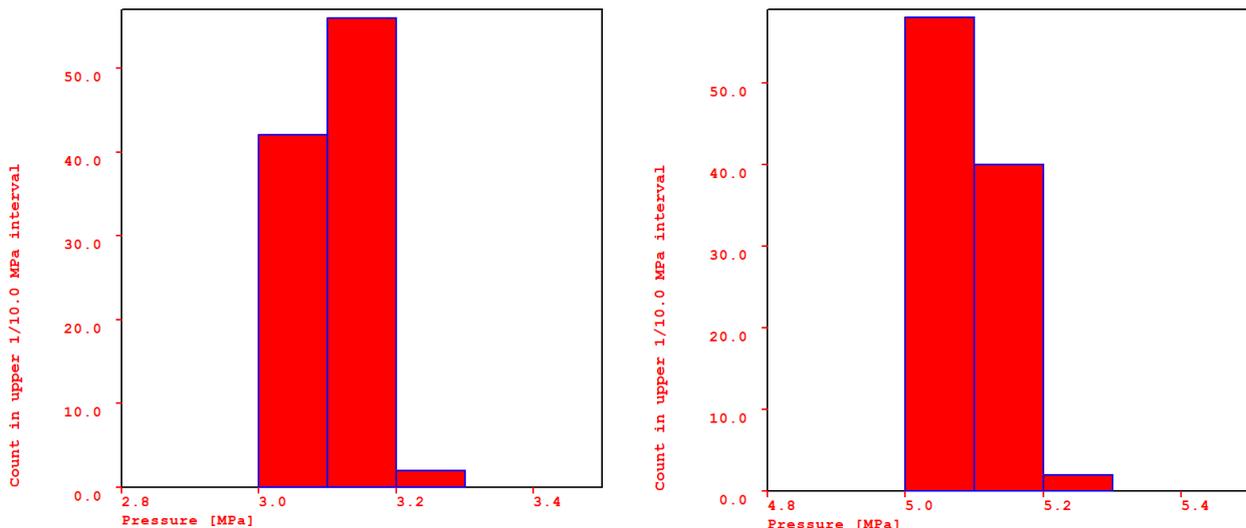


Abbildung 3-12 Verteilung des maximalen Brennstabinnendruckes vor Beladung bei 25 °C (links) und während der Lagerzeit (rechts) bei 100 Variationen für einen Brennstab

Die Abbildung 3-13 zeigt die Ergebnisverteilungen für die Tangentialdehnung des Brennstabhüllrohres während der Lagerzeit. Die linke Abbildung zeigt die Verteilung der Maximalwerte und die rechte Abbildung die Verteilung der maximalen Zunahme der Tangentialdehnung während der Lagerzeit.

Wir betrachten den Dehnungszustand des Hüllrohres vor der Beladung als Referenz für den Dehnungszuwachs während der Lagerzeit. Diesen Dehnungszuwachs sehen wir als die Größe an, die hier mit dem Dehnungskriterium von kleiner 1 % zu vergleichen ist. Größere Inkremente treten bei Hüllrohrtemperaturen über 300 °C auf. Diese Temperaturen werden bei den CASTOR-Beladungen nur bei hoher Gesamtwärmeleistung der Beladung in den mittleren Brennelementschächten auftreten bis die Temperatur unter 300 °C fällt. Dies erfolgt aufgrund der Abnahme der Nachzerfallswärmeleistung nach fünf Jahren Lagerzeit. Da es sich bei der betrachteten tangentialen Dehnung während der Zwischenlagerung um eine nach außen gerichtete Kriechdehnung des Brennstabhüllrohres handelt, geht diese im Verlauf der Lagerung nicht wieder zurück. Bei den zur Zwischenlagerung vorgesehenen Brennelementen weisen die Brennstäbe nach ihrem letzten Einsatz eine negative tangentiale Kriechdehnung auf (vgl. Abbildung 3-13), da während des Reaktorbetriebes der Brennstabinnendruck kleiner als der Kühlmitteldruck war und eine Rückdehnung durch das Schwellen des Brennstoffes über den nominalen Fertigungsdurchmesser noch nicht erfolgt ist. Im Reaktorbetrieb bestimmt man die maximale tangentiale Dehnung durch die maximale Differenz zum nominellen Durchmesser oder man verwendet die Vergleichsdehnung, die als positiv definite Dehnung die integrale Verformung angibt. Für die Zwischenlagerung ist die positive tangentiale Rückdehnung von Interesse. Daher sollte man nicht nach den Extremwerten der Dehnung suchen, sondern immer die maximale Differenz zwischen der Tangentialdehnung am Ende der Zwischenlagerung und der Tangentialdehnung vor der Beladung bewerten. Diese ist immer positiv und die Berücksichtigung eines Übergangs von negativen zu positiven Dehnungswerten in der axialen Höhe ist nicht zu berücksichtigen (vgl. Abbildung 3-14 rechts).

In der Abbildung 3-14 sind links die Ergebnisverteilungen der maximalen Tangentialspannung im Brennstabhüllrohr. Diese tritt auch zu Beginn der Lagerung auf, wenn der Brennstabinnendruck durch die maximalen Brennstabtemperaturen ihr Maximum hat. Der in dieser Variation ermittelte Maximalwert von 35 N/mm² liegt weit unter dem Grenzwert von 120 N/mm². Die rechte Grafik der Abbildung 3-14 zeigt den axialen Verlauf des maximalen Zuwachses der tangentialen Kriechdehnung während der Lagerzeit in dieser Variation. Der Dehnungszuwachs, der unter einem Prozent während der Lagerzeit bleiben soll wird mit den hier ermittelten 0,006 % weit unterschritten. Der ausgewählte Brennstab hat zwar Temperaturen über 300 °C jedoch sind der Innendruck und damit die Tangentialspannung gering, so dass keine großen Dehnungen auftreten. An dieser Stelle sei angemerkt, dass wir die im Reaktorbetrieb verwendeten Dehnungsmodelle für die unterschiedlichen Hüllrohrmaterialien herangezogen haben. Die im Nachweis für die Zwischenlagerfähigkeit verwendeten Dehnmodelle sind abdeckend und konservativ gewählt und sollten nicht für eine Variationsrechnung herangezogen werden, da hierzu best estimate Modelle zu verwenden sind (vgl. Kap. 3.3).

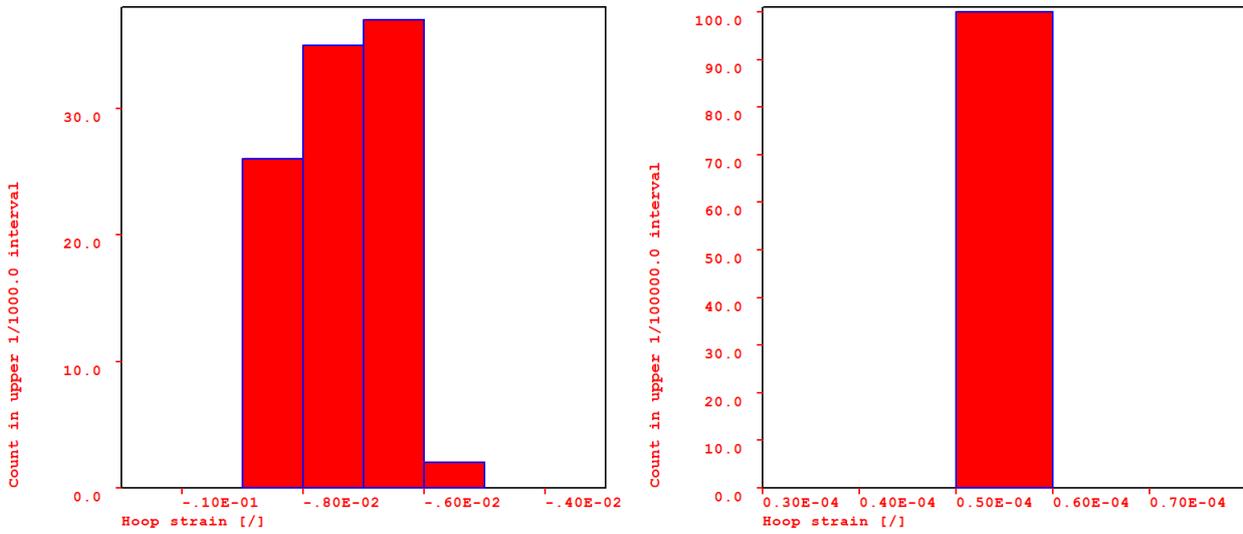


Abbildung 3-13 Verteilungen der maximalen Tangentialdehnung (links) und der maximalen Zunahme der Tangentialdehnung (rechts) während der Lagerzeit bei 100 Variationen für einen Brennstab

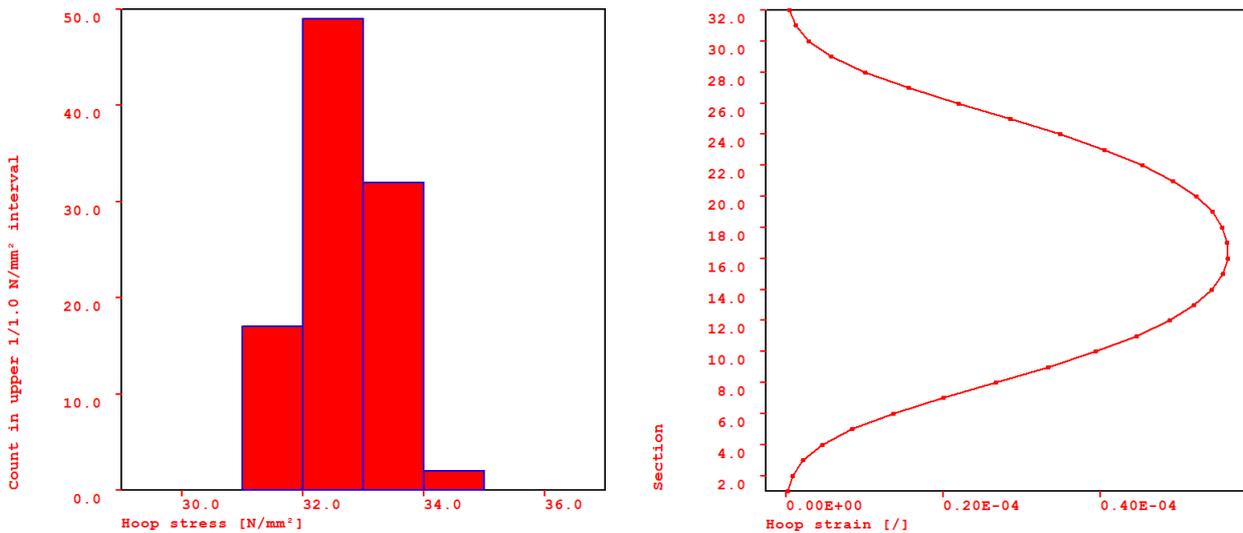


Abbildung 3-14 Verteilungen der maximalen Tangentialspannung während der Lagerzeit (links) bei 100 Variationen für einen Brennstab und der axiale Verlauf des maximalen Dehnungszuwachses während der Lagerung in dieser Variation (rechts)

Solche Variationsrechnungen haben wir auch für ein Brennelement auf der Zentralposition im Behälter CASTOR V/19 mit 1000 Variationen und für eine komplette Beladung des Behälters CASTOR V/19 (19 DWR-Brennelemente) mit 100 000 Variationen durchgeführt. Die Ergebnisse haben wir in den folgenden Abbildungen (Abbildung 3-15 bis Abbildung 3-20) dargestellt. Zu den variierten Parametern Hüllrohrinnendurchmesser und Hüllrohraußendurchmesser des Einzelstabes H_08 in den vorhergehenden Abbildungen kommen bei den folgenden Ergebnissen weitere Variationen durch weitere Brennstäbe mit anderen Leistungsgeschichten und Brennstabtypen sowie andere thermischen Randbedingungen durch die Position der Brennstäbe im Behälter hinzu. In der Variationsrechnung aller Brennstäbe des zentralen Brennelementes der Beladung (Abbildung 3-15

bis Abbildung 3-17) zeigt sich in den Ergebnisverteilungen der Brennstabinnendrucke und der Tangentialspannung eine kleiner Population hin zu geringeren Werten. Dies ist durch die Einbeziehung der mit Gadolinium vergifteten Brennstäbe (Gd-Brennstäbe), hier acht Stück in dem betrachteten Brennelement, bedingt. Diese Brennstäbe haben aufgrund des Neutronengiftes einen geringeren Abbrand und somit in der Regel auch einen geringeren Brennstabinnendruck. Da es sich um das zentrale Brennelement einer homogenen Verteilung handelt, zeigt sich der Einfluss der Änderung der thermischen Randbedingungen nicht deutlich.

Der Einfluss der thermischen Randbedingungen auf die Ergebnisverteilungen zeigt sich bei der Variationsrechnung aller Brennstäbe im Behälter deutlicher (Abbildung 3-18 bis Abbildung 3-20). Die Hauptpopulationen in den Verteilungen werden durch die große Anzahl der Brennstäbe aus den kühleren Randpositionen des Behälters, $12 \cdot$ Anzahl Brennstäbe pro Brennelement, hier 2832 von 4484 Brennstäben, bestimmt. Die Population der Gd-Brennstäbe wird dabei von der größeren Anzahl der kühleren Brennstäbe in den Ergebnisverteilungen überdeckt. Auch hier zeigt in den Ergebnisverteilungen des Brennstabinnendruckes und der Tangentialspannung eine neben der Hauptverteilung auftretende Population zu höheren Werten. Diese stammt nicht nur von den Brennstäben des zentralen Brennelementes mit den höchsten thermischen Randbedingungen. Hier müssen sich aufgrund der Populationsdichte auch die Brennstäbe mit einem größeren kalten Brennstabinnendruck (siehe Abbildung 3-18 links) wiederfinden.

Alle drei Variationsrechnungen haben zum Ergebnis, dass die heutigen Nachweisparameter maximale Tangentialspannung im Brennstabhüllrohr $\leq 120 \text{ N/mm}^2$ und maximale tangentielle Kriechdehnung des Hüllrohres $< 1 \%$ sicher eingehalten werden. Als maximale tangentielle Kriechdehnung haben wir die positive aufwärtsgerichtete tangentielle Kriechdehnung des Brennstabhüllrohres bezogen auf den Zustand direkt vor der Beladung (Rückdehnung) ausgewiesen. Die Einhaltung der maximalen Brennstabhüllrohrtemperatur von $370 \text{ }^\circ\text{C}$ ist durch die thermischen Randbedingungen sichergestellt.

In allen drei Variationsrechnungen zeigt die Abbildung des axialen Verlaufs der tangentialen Kriechdehnung während der Lagerzeit (Abbildung 3-14 rechts, Abbildung 3-17 rechts und Abbildung 3-20 rechts) nahezu identische Werte. In allen Rechnungsläufen ist der Brennstab H_08 des Brennelementes auf der zentralen Behälterposition enthalten, der nach seiner Position bei einer homogenen Beladung zu den thermisch am höchsten belastet ist und bei dem einer der größten Werte für die tangentielle Rückdehnung während der Lagerzeit in dieser Beladung zu erwarten ist.

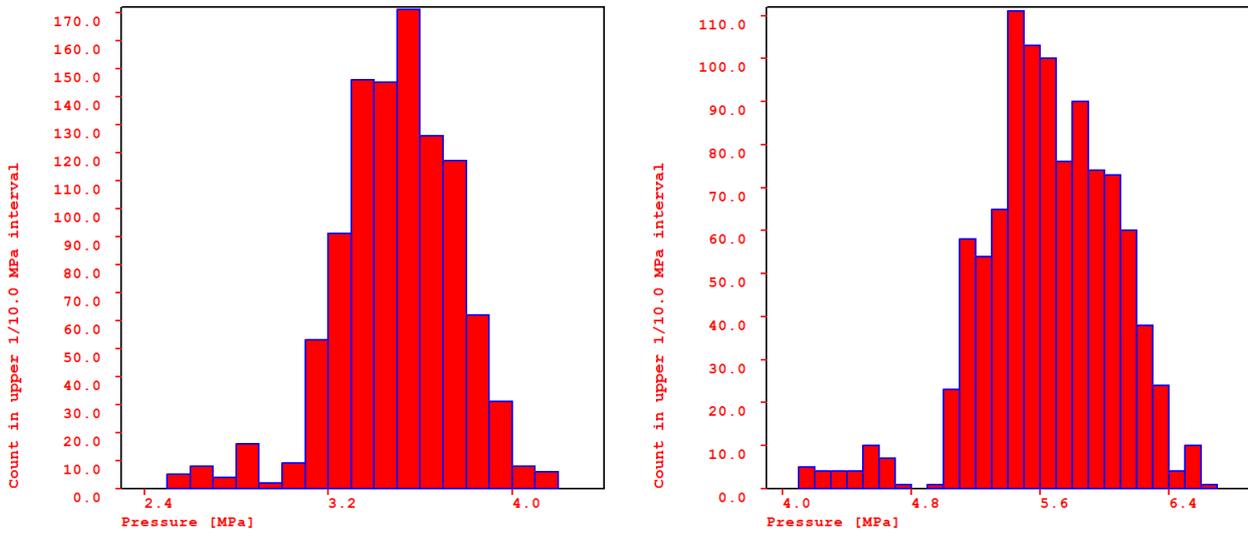


Abbildung 3-15 Verteilung des maximalen Brennstabinnendruckes vor Beladung bei 25 °C (links) und während der Lagerzeit (rechts) bei 1000 Variationen für alle Brennstäbe des zentralen Brennelementes zeigen nahezu identische Daten.

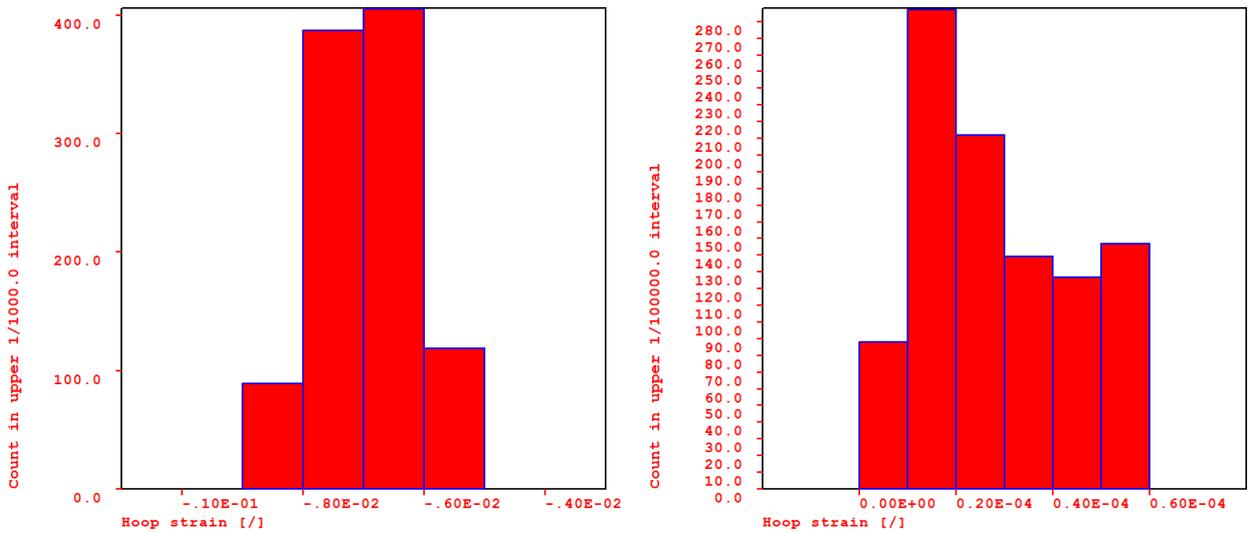


Abbildung 3-16 Verteilungen der maximalen Tangentialdehnung (links) und der maximalen Zunahme der Tangentialdehnung (rechts) während der Lagerzeit bei 1000 Variationen für alle Brennstäbe des zentralen Brennelementes

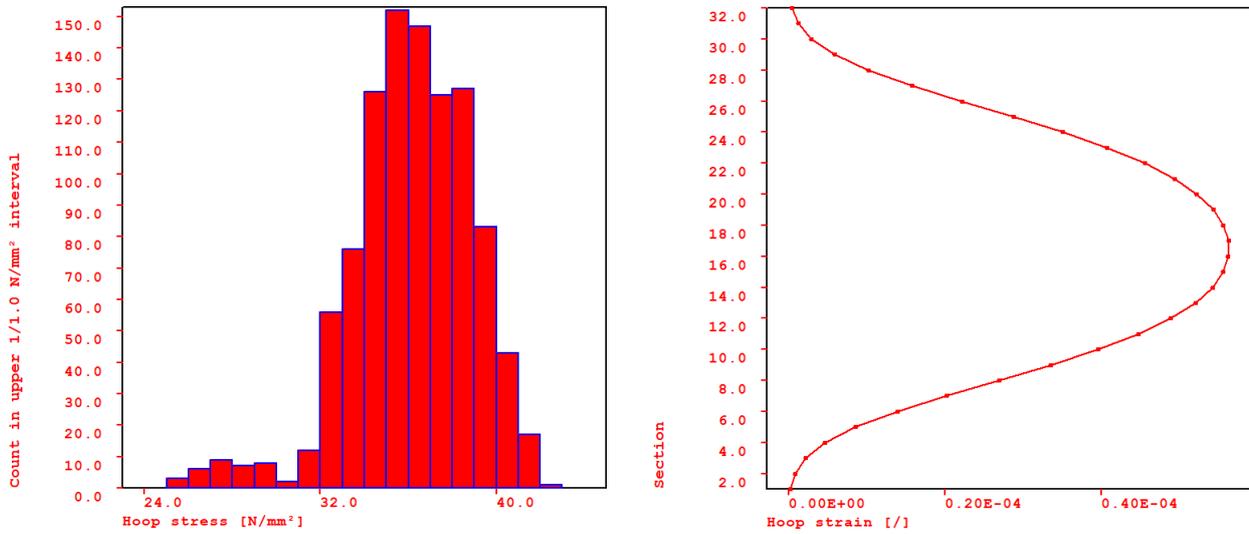


Abbildung 3-17 Verteilungen der maximalen Tangentialspannung während der Lagerzeit (links) bei 1000 Variationen für alle Brennstäbe des zentralen Brennelementes und der axiale Verlauf des maximalen Dehnungszuwachses während der Lagerung in dieser Variation (rechts)

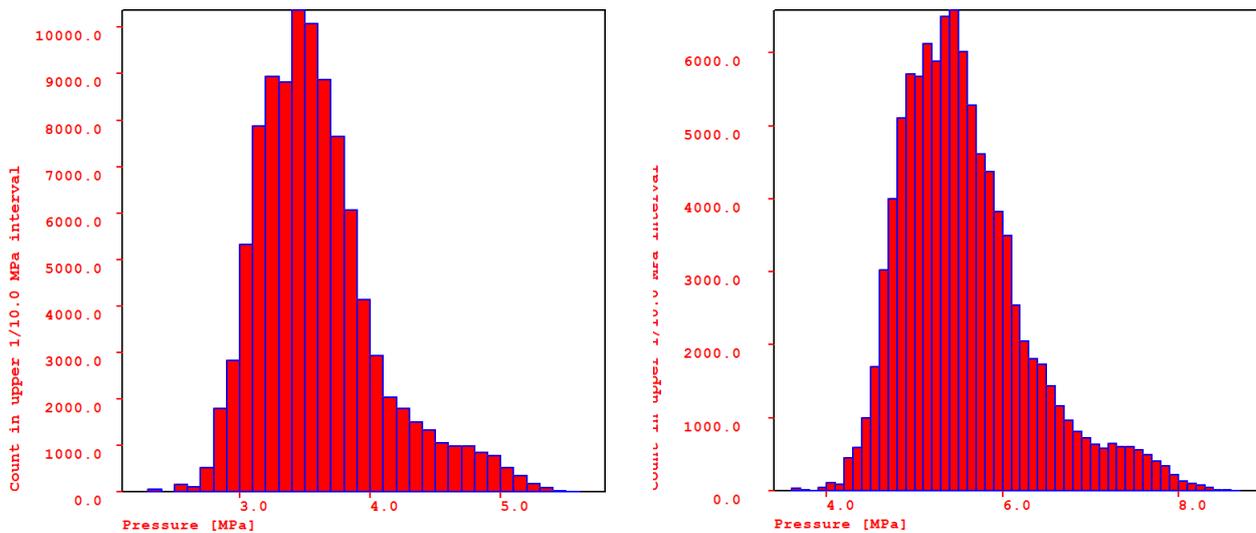


Abbildung 3-18 Verteilung des maximalen Brennstabinnendruckes vor Beladung bei 25 °C (links) und während der Lagerzeit (rechts) bei 100 000 Variationen für alle Brennstäbe aller Brennelemente im CASTOR V/19

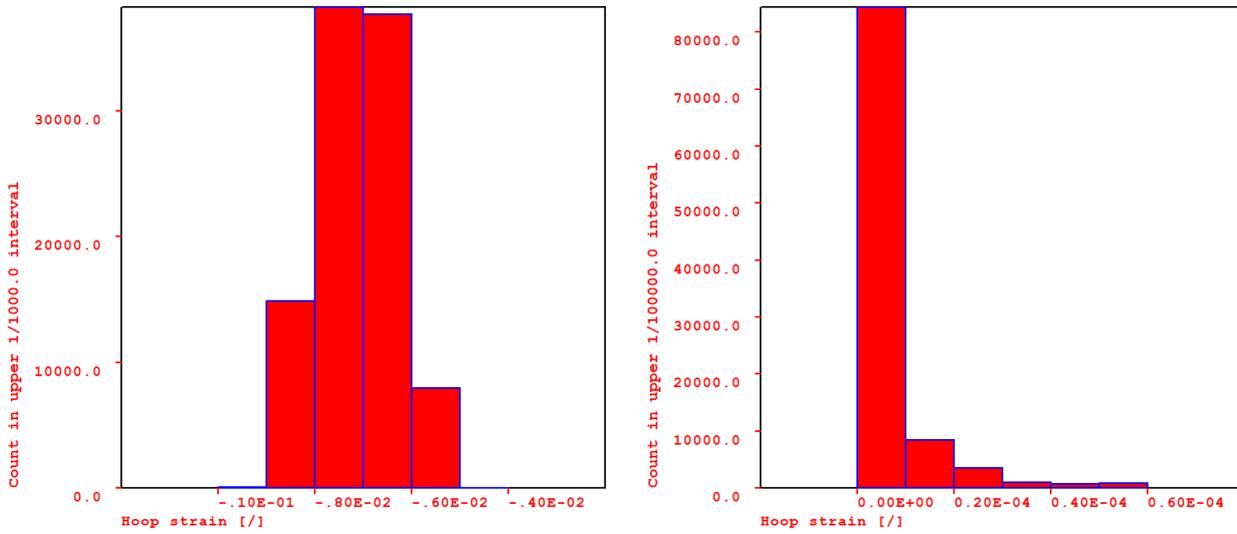


Abbildung 3-19 Verteilungen der maximalen Tangentialdehnung (links) und der maximalen Zunahme der Tangentialdehnung (rechts) während der Lagerzeit bei 100 000 Variationen für alle Brennstäbe aller Brennelemente im CASTOR V/19

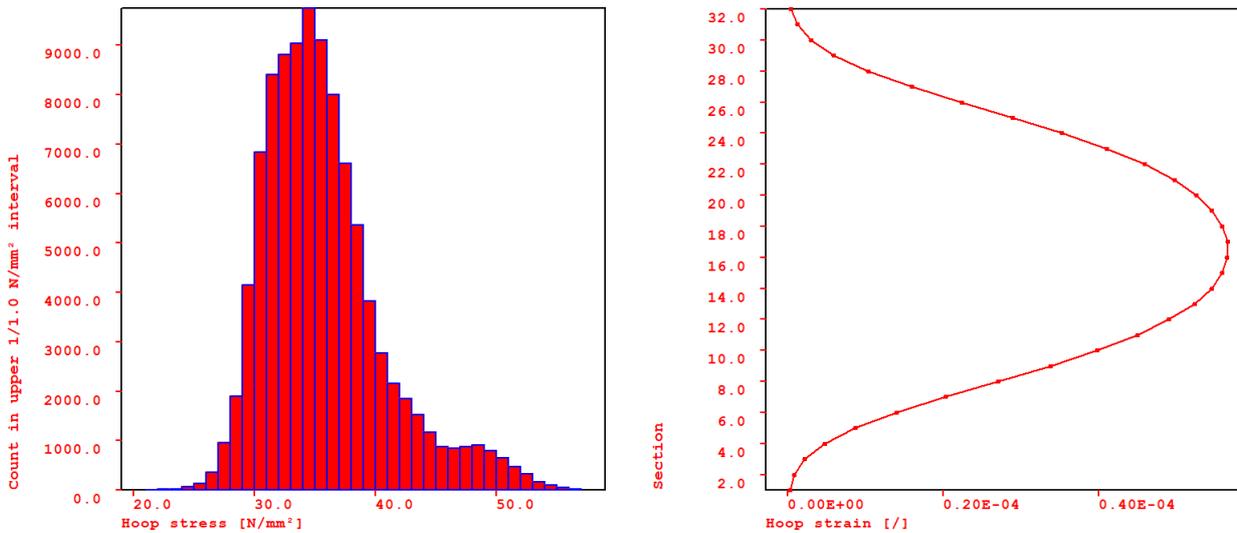


Abbildung 3-20 Verteilungen der maximalen Tangentialspannung während der Lagerzeit (links) bei 100 000 Variationen für alle Brennstäbe aller Brennelemente im CASTOR V/19 und der axiale Verlauf des maximalen Dehnungszuwachses während der Lagerung in dieser Variation (rechts)

3.8 Zusammenfassung der Modellierung

Den Ansatz der integralen Modellierung des Brennstabverhaltes über den gesamten Lebenszyklus bis zum Ende der trockenen Zwischenlagerung haben wir bereits beispielhaft in unserem Bericht /TÜV 01/ zum Vorprojekt 2017 dargestellt. Dort wurde auf Basis abdeckender Daten für die Phase der trockenen Zwischenlagerung die Machbarkeit einer integralen Modellierung gezeigt und ein Vergleich zum jetzigen Nachweisverfahren zur Lagerfähigkeit der Brennstäbe durchgeführt.

In hiesigen Arbeitspaket haben wir die Arbeiten fortgeführt und ermittelt, welche Voraussetzungen und Vorgehensweisen sowie Daten und weitere Informationen erforderlich sind, um die abdeckende deterministische Methode, in der für eine Behälterbeladung alle Aspekte in konservativer Weise gestapelt werden, durch das statistische Verfahren der probabilistischen Analyse zu ersetzen, wie es zum Teil in der Brennstabauslegung für den Reaktorbetrieb angewandt wurde. Ziel dieses Vorgehens ist es, zukünftig die Margen und Konservativitäten identifizieren zu können sowie auf mögliche Parameterkonstellationen zu stoßen, die besonders sensitiv auf die Einhaltung der Auslegungskriterien wirken könnten.

Es wurden in diesem Arbeitspaket das Vorgehen bei der probabilistischen Analyse skizziert und auf die hier meist verwendeten Verteilungsfunktionen und deren Eigenschaften eingegangen. Auf die theoretische Darstellung haben wir an dieser Stelle verzichtet, sie kann der einschlägigen Literatur entnommen werden.

Für den hier vorgesehenen Anwendungsfall haben wir die erforderlichen Parameter zusammengestellt und diesen jeweils eine Verteilung zugewiesen, die nach den uns vorliegenden Prozesskenntnissen der Herstellung bzw. der Kenntnisse über die Erstellung der Modellparameter des Rechenprogramms verwendet werden sollten. Des Weiteren haben wir dargestellt, wie Werte aus der Fertigung und Modellierung für die angesetzten Verteilungen aufbereitet werden müssen.

Anschließend haben wir weitere Bedingungen zur Berechnung des Brennstabverhaltens nach der probabilistischen Methode anhand des von uns entwickelten Prototyps, der aus einer bereits vorhandenen Software entwickelt wurde, dargestellt. Anhand von beispielhaft durchgeführten Rechnungen haben wir die Arbeitsweise dargestellt, das System auf Stabilität geprüft und aufgezeigt, wie sich die Variation der Eingangsdaten auf die Eigenschaften bzw. zu betrachtenden Auslegungsgrößen auswirkt. Diese Arbeiten haben gezeigt, dass der Prototyp einsatzbereit ist und für weitere probabilistische Rechnungen verwendet werden kann, um damit unter Ausnutzung größerer Flexibilität die Margen des jetzigen Nachweisverfahrens zu ermitteln und um Sensitivitätsanalysen durchführen zu können.

Wir konnten bei unseren Arbeiten nicht ermitteln, ob die Drehorientierung der Brennelemente bei der Beladung in den Behälter dokumentiert wird (vgl. Abbildung 3-4). Dies hat eventuell dann einen Einfluss, wenn die Brennelemente einen merklichen Schrägabbrand aufweisen. Dann können höhere Oxidschichtdicken, Brennstabinnendrucke und Nachzerfallswärmeleistungen der Brennstäbe mit höheren Abbränden an den z. B. nach innen oder außen gerichteten Seiten der Brennelementschächte die Ergebnisse beeinflussen. Wenn die Drehorientierung nicht ermittelt werden kann und ein signifikanter Schrägabbrand vorhanden ist, sollte die Drehorientierung ebenfalls variiert werden.

4 Schlussfolgerungen und Empfehlungen

Wir haben unsere Schlussfolgerungen und Empfehlungen aus dem Vorprojekt in 2017 /TÜV 01/ auf Aktualität und weiteren Bestand geprüft. Im Wesentlichen haben alle Schlussfolgerungen weiterhin Bestand, auch wenn sie sich bereits in der Umsetzung befinden oder umgesetzt sind. Dies zeigt sich nicht zuletzt durch Aktivitäten der zuständigen Institutionen der Bundesrepublik Deutschland (BMI, BMUV, BASE, BGZ etc.) die den Bereich der in 2017 /TÜV 01/ gelisteten Empfehlungen umfassen. Dies beinhaltet auch die damalige Empfehlung zur Teilnahme an entsprechenden Projekten.

Die Themen zur Hybrid-Reorientierung sind in der Fachwelt aufgegriffen worden und werden in zahlreichen Experimenten und in der Erstellung von Berechnungsmodellen berücksichtigt. Hier wird auch die Bildung langer Hydride bei geringem Wasserstoffgehalt adressiert. Wir hatten im Vorprojekt neben der Überprüfung der jetzigen Zwischenlagerkriterien die Wasserstoffproblematik schon mit dem höchsten Ranking versehen. Diese Bewertung halten wir auch heute aufgrund der neuen Erkenntnisse dazu (vgl. Kapitel 3.2) aufrecht.

Die der aus Herstellung und Betrieb als erforderlich identifizierten Informationen aus dem Vorprojekt sind zum Teil auch in der Atomrechtliche Entsorgungsverordnung /AtEV/ enthalten. Dem Aspekt Langzeitspeicherung der erforderlichen Daten widmet sich das BASE inklusive der Anforderungen des Standortauswahlgesetzes /StandAG/.

Aus der Evaluierung von Experimenten zum Inventarverhalten haben sich keine Empfehlungen ergeben. Bei der Vielzahl von weltweit durchgeführten Experimenten und dem praktizierten Sharing der Ergebnisse ist fast unmöglich ohne größeren Stab alles zu verfolgen. Wir werden daher, wie schon in diesem Projekt, die Experimente verfolgen, die einer Erweiterung und einer Validierung von Brennstabcodes fördern.

Die best estimate Rechnungen und die darauf basierenden probabilistischen Rechnungen mit unserer prototypischen Implementierung der integralen Analyse hat sich als zuverlässig und stabil in der Ausführung erwiesen. Anhand eines Fallbeispiels mit einer Variation von nur zwei Parametern haben wir die Auswirkungen auf den Brennstabinnendruck, der Tangentialspannung und der tangentialen Rückdehnung während der Lagerzeit dargestellt. Unsere Empfehlung geht dahin, die Entwicklung des Prototyps weiter voranzutreiben, die angesprochenen Schnittstellen zu anderen Codes zu testen und auf der Basis Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalysen durchzuführen.

Bei unseren Arbeiten ist aufgefallen, dass die axiale Drehorientierung der Brennelemente im Behälter weder festgelegt ist noch eine Dokumentation erfolgen muss. Daher kann bei nicht homogenen Abbrand über den Brennelementquerschnitt sich die Drehorientierung des Brennelementes als sensibler Faktor darstellen. Wir empfehlen daher bei zukünftigen Beladungen die Drehorientierung mit zu erfassen. Falls diese als interne Dokumentation des abgebenden Kraftwerks vorhanden sein sollte, so empfehlen wir diese der Behälterdokumentation beizufügen.

5 Abbildungsverzeichnis

Abbildung 3-1:	M5 Hydridverteilungen nach dem Reaktoreinsatz /BOUF 01/	18
Abbildung 3-2:	M5 Hydridverteilungen nach Kriechtest (66 Tage bei 400 °C und 130 MPa Tangentialspannung) /BOUF 01/	18
Abbildung 3-3:	M5 Hydridverteilungen nach Kriechtests mit verschiedenen Tangentialspannungen /BOUF 01/.....	19
Abbildung 3-4:	Schematische Darstellung des Transport- und Lagerbehälters der Bauart CASTOR V/19 mit Schachtnummer, Brennelementbezeichnung und Drehorientierung (Punkt an der 180 °-Seite), Nachzerfallsleistung [kW] zum Beladezeitpunkt und Aktivität [PBq]	31
Abbildung 3-5:	Berechnung der des zeitlichen Verlaufs der Nachzerfallsleistung für einen Brennstab in Summe (rot) und in den einzelnen Zyklen (türkis). Die grüne Line stellt den Beladezeitpunk dar.	32
Abbildung 3-6	Temperaturverteilung in der heißesten Ebene für die homogene Beladevariante mit abdeckender Beladung	33
Abbildung 3-7	Parametrisierung der ANSYS-Rechnung für die homogene Beladung mit abdeckender Beladung in der heißesten Ebene (links) und die axiale Parametrisierung (rechts)	34
Abbildung 3-8	Schematische Darstellung des Transport- und Lagerbehälters der Bauart CASTOR V/19 mit maximalen Brennstabtemperaturen (Skala max. 370 °C) der abdeckenden 39 kW Beladung zum Beladezeitpunkt	34
Abbildung 3-9	Schematische Darstellung des Transport- und Lagerbehälters der Bauart CASTOR V/19 mit maximalen Brennstabtemperaturen (Skala max. 370 °C) der Beladung gem. Abb. 3-4 zum Beladezeitpunkt	34
Abbildung 3-10	Temperaturen eines Brennelementes zu Beginn der Lagerzeit und zeitlicher Verlauf bis 100 Jahre Lagerzeit (Skalierungen der Temperatur und Wärmeleistung logarithmisch) : Links: Maximale Brennstabtemperatur im Brennelementquerschnitt, Skala 20 °C bis 370 °C Mitte: axialer Temperaturverlauf (blau) und Wärmeleistung (rot), Rechts: Zeitverlauf der Brennstabtemperatur (blau) und der Wärmeleistung (rot)	35
Abbildung 3-11	Parametervariation mit 10 000 Ereignissen aus einer Gleichverteilung.....	39
Abbildung 3-12	Verteilung des maximalen Brennstabinnendruckes vor Beladung bei 25 °C (links) und während der Lagerzeit (rechts) bei 100 Variationen für einen Brennstab	39
Abbildung 3-13	Verteilungen der maximalen Tangentialdehnung (links) und der maximalen Zunahme der Tangentialdehnung (rechts) während der Lagerzeit bei 100 Variationen für einen Brennstab.....	41

Abbildung 3-14	Verteilungen der maximalen Tangentialspannung während der Lagerzeit (links) bei 100 Variationen für einen Brennstab und der axiale Verlauf des maximalen Dehnungszuwachses während der Lagerung in dieser Variation (rechts)	41
Abbildung 3-15	Verteilung des maximalen Brennstabinnendrucks vor Beladung bei 25 °C (links) und während der Lagerzeit (rechts) bei 1000 Variationen für alle Brennstäbe des zentralen Brennelementes zeigen nahezu identische Daten.....	43
Abbildung 3-16	Verteilungen der maximalen Tangentialdehnung (links) und der maximalen Zunahme der Tangentialdehnung (rechts) während der Lagerzeit bei 1000 Variationen für alle Brennstäbe des zentralen Brennelementes.....	43
Abbildung 3-17	Verteilungen der maximalen Tangentialspannung während der Lagerzeit (links) bei 1000 Variationen für alle Brennstäbe des zentralen Brennelementes und der axiale Verlauf des maximalen Dehnungszuwachses während der Lagerung in dieser Variation (rechts).....	44
Abbildung 3-18	Verteilung des maximalen Brennstabinnendrucks vor Beladung bei 25 °C (links) und während der Lagerzeit (rechts) bei 100 000 Variationen für alle Brennstäbe aller Brennelemente im CASTOR V/19	44
Abbildung 3-19	Verteilungen der maximalen Tangentialdehnung (links) und der maximalen Zunahme der Tangentialdehnung (rechts) während der Lagerzeit bei 100 000 Variationen für alle Brennstäbe aller Brennelemente im CASTOR V/19.....	45
Abbildung 3-20	Verteilungen der maximalen Tangentialspannung während der Lagerzeit (links) bei 100 000 Variationen für alle Brennstäbe aller Brennelemente im CASTOR V/19 und der axiale Verlauf des maximalen Dehnungszuwachses während der Lagerung in dieser Variation (rechts)	45

6 Tabellenverzeichnis

Tabelle 3-1	Eingangsverteilungen der probabilistischen Analyse	21
Tabelle 3-2	Eingangsdaten und deren Verteilungen für eine probabilistischen Analyse	26
Tabelle 8-1	Belastungen, die von LWR-Brennelementen bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb abgetragen werden müssen.	58
Tabelle 8-2	Belastungen, die von LWR-Brennelementen, Sonder-Brennelementen oder KSBS ergänzend zu den in Anlage 8.1 aufgeführten Belastungen bei Handhabung, Zwischenlagerung und Transport im Normalbetrieb abgetragen werden müssen	68

7 Literaturverzeichnis

- /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
- /ANSYS/ ANSYS Inc.
Ansys Mechanical
<https://www.ansys.com/de-de/products>
- /AtEV/ Verordnung über Anforderungen und Verfahren zur Entsorgung radioaktiver Abfälle (Atomrechtliche Entsorgungsverordnung - AtEV)
Atomrechtliche Entsorgungsverordnung vom 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034, 2172; 2021 I S. 5261)
- /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
- /BMUV 01/ <https://www.bmuv.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/nukleare-sicherheit/rechtsvorschriften-technische-regeln-und-regelungen/rechtsverordnungen>, zuletzt aufgerufen am 27.02.2023

- /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
- /BOX/ Box-Muller-Methode
<https://de.wikipedia.org/wiki/Box-Muller-Methode>
zuletzt aufgerufen im Januar 2023
- /CMS/ J. Rhodes, et al.
“CASMO-5: A Fuel Assembly Burnup Program”
SSP-07/431 Rev 17, December 2019
- J. Rhodes, et al.
“SIMULATE-3: Advanced Three-Dimensional Two-Group Reactor Analysis Code”
SSP-95/15 Rev 5, June 2018
- J. Rhodes, et al.
“SNF”
SSP-11/328 Rev 11, March 2021
- /DIN 01/ DIN 53804 Teil 4
Statistische Auswertungen; Attributmerkmale
Ausgabe 1985-03 (zurückgezogen)
- /DIN 02/ DIN 25463
Berechnung der Zerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren
Teil 1: Uranoxid-Kernbrennstoff für Druckwasserreaktoren, Ausgabe 2014-02
Teil 2: Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX)-Kernbrennstoff für Druckwasserreaktoren,
Ausgabe 2014-02
- /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 Technology
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
- /GRS 01/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
Neue Entwicklungen bei der längerfristigen trockenen Zwischenlagerung von abge-
brannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen
Abschlussbericht des Vorhabens 4715E03310
Auftrags-Nr.: 867661
GRS-A-3942 vom September 2018
- /GRS 02/ Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
Benchmark on Thermomechanical Fuel Rod Behavior
Phase I Report
GRS - 671 vom April 2022
ISBN 978-3-949088-62-9
- /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 Vakuumtrocknung, 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)

- /KFA/ KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH
FORSCHUNG FÜR DIE SICHERHEIT DES BRENNSTOFFKREISLAUFS
H. Nickel, J. Linke, W. Viefers
Jül - Spez - 247, März 1984
- /KTA 01/ KTA 3101.3
Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren
Teil 3: Mechanische und thermische Auslegung Fassung 2015-11
überprüft 2017/11
BANz AT 10.03.2017
- /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
- /OREST96/ OECD Nuclear Energy Agency (NEA): OREST96
LWR Burnup Simulation Using Program HAMMER and ORIGEN
NEA Data Bank
NEA-1324, 2006
- /RSK/ Reaktorsicherheitskommission RSK
Erhöhung der thermischen Reaktorleistung des Kernkraftwerkes Grafrehinfeld
(KKG)
Kapitel 4, 2. Spiegelpunkt, 2. Absatz
Stellungnahme vom 18.09.2003
- /SCALE/ W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, and M. A. Jessee, Eds.
"SCALE Code System"
ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4
Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2020)
- /SCHÄ/ I. Schäffler-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/scip-project/overall-scip-iv-description/task-1-back-end/>
Zuletzt aufgerufen am 23.03.2023

- /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
- /StandAG/ Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle (Standortauswahlgesetz - StandAG) Standortauswahlgesetz vom 5. Mai 2017 (BGBl. I S. 1074), das zuletzt durch Artikel 1 des Gesetzes vom 7. Dezember 2020 (BGBl. I S. 2760) geändert worden ist
- /StrlSchG/ Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz - StrlSchG) Strahlenschutzgesetz vom 27. Juni 2017 (BGBl. I S. 1966), das zuletzt durch die Bekanntmachung vom 3. Januar 2022 (BGBl. I S. 15) geändert worden ist
- /StrlSchV/ Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) Strahlenschutzverordnung vom 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034, 2036; 2021 I S. 5261), die zuletzt durch Artikel 1 der Verordnung vom 8. Oktober 2021 (BGBl. I S. 4645) 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 abgebrannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen Beitrag der TÜV NORD EnSys GmbH & Co. KG zum Abschlussbericht der GRS für das Vorhabens 3615E03310 Referenz: Vertrag 3615E03310 – 867661 – UA 3406 Dezember 2017
- /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

/WUW/ Nachzerfallswärme – Wikipedia
<https://de.wikipedia.org/wiki/Nachzerfallsw%C3%A4rme>
zuletzt aufgerufen am 22.03.2023

8 Anlagen

8.1 Anlage 1 - Überprüfung der Belastung in den Belastungsphasen von 2017

Die Tabelle 8-1 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 in diesem Projekt nochmals auf seine Aktualität überprüft. Das Ergebnis dieser Überprüfung haben wir in der letzten Spalte mit dem Titel „Stand 2022 gegenüber 2017“ eingetragen.

Tabelle 8-1 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 2022 gegenüber 2017
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 die 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.	Keine Änderung

			<p>Für die Zirkonium-Wasser-Reaktion sind in dem Temperaturbereich die Betrachtungen der Brennelementauslegung für den Reaktorbetrieb abdeckend.</p> <p>Eine Reaktion des Strukturmaterials mit Luftsauerstoff wird aufgrund der Inertgas-Spülungen ausgeschlossen und durch die Handhabungsvorschriften sichergestellt.</p>	
	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 während der 40-jährigen Zwischenlagerzeit berücksichtigt und somit durch die Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens während der Zwischenlagerzeit abgedeckt.	Keine Änderung
		Thermisch Maximaltemperatur	<p>Begrenzung der Brennstabtemperatur auf einen Wert, der durch die geführten Dehnungsnachweise abgedeckt ist, hier zurzeit 370 °C, um eine Ausheilung der Strahlungsverprödung zu vermeiden.</p> <p>Der Nachweis erfolgt rechnerisch für abdeckende Beladevarianten. Überprüfung der Randbedingungen durch Temperaturmessungen an der Behälteroberfläche während der Abfertigung.</p>	Keine Änderung

		Thermisch Wechselnde Temperaturbe- lastungen	Wird zurzeit nicht explizit be- trachtet. Durch die Wechsel- lasten kann die Reorientierung von Hydriden im Hüllrohr ge- fördert werden. Die An- und Abfahrvorgänge des Reaktors erzeugen ver- gleichbare Temperaturgradien- ten in den Hüllrohren wie beim Trocknungsvorgang. Somit werden diese durch die Ausle- gung für den Reaktorbetrieb abgedeckt.	Keine Änderung
		Chemisch Korrosion	Für die Trocknung wird kein expliziter Nachweis geführt. Für die Zirkonium-Wasser-Re- aktion sind in dem Tempera- turbereich die Betrachtungen der Brennstabauslegung für den Reaktorbetrieb abde- ckend. Eine Reaktion des Hüllrohrma- terials mit Luftsauerstoff wird durch Inertgas-Spülungen aus- geschlossen. Dies wird durch entsprechende Handhabungs- vorschriften sichergestellt.	Keine Änderung
Rückkühlung des Inventars im KKW	Brennele- mentstruktur	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.	Keine Änderung
	Brennstäbe	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	Keine Änderung

			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 Korrosion	Es sind keine Belastungen zu unterstellen, die nicht vom Reaktorbetrieb abgedeckt sind. Daher wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.	Keine Änderung
		Chemisch	Die Versprödung erfolgt nach Unterschreiten der von der	Keine

		Wasserstoffversprödung	<p>Wasserstoffkonzentration abhängigen Sprödbruchtemperatur. Schäden sind erst bei einer entsprechenden mechanischen Belastung zu erwarten, die z. B. bei Handhabungen und Transport auftreten kann (siehe Transport).</p> <p>Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.</p>	Änderung
		Chemisch Delayed hydrogen cracking DHC	<p>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.</p> <p>Es ist kein expliziter Nachweis vorhanden.</p>	Keine Änderung
		Chemisch Spannungsrissskorrosion (SpRK)	<p>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 für die Struktur dieser Effekt nicht unterstellt.</p> <p>Daher wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.</p>	Keine Änderung
		Kristallographisch Veränderung der Mikrostruktur des Materials	<p>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</p>	Keine Änderung

			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. Ein expliziter Nachweis liegt hierzu nicht vor. Die Aussage stützt sich auf Aussagen in der einschlägigen Literatur (z. B. /SCHÄ/).	Keine Änderung
		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 Brennstabinnendruckes durch fortgesetzte	Keine Änderung

			<p>Spaltgasfreisetzung wird zurzeit nicht unterstellt.</p> <p>Daher wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.</p>	
		Thermisch Temperaturen	<p>Die maximalen Hüllrohrtemperaturen liegen während der Zwischenlagerung unter den spezifizierten Werten.</p> <p>Die Nachweise erfolgen in den thermischen Nachweisen für Behälter und Inventar sowie in den Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens.</p>	Keine Änderung
		Chemisch Korrosion	<p>Durch Begrenzung der Restwassermenge werden Schäden durch Korrosion ausgeschlossen.</p> <p>Dies wird durch die Abfertigungsprozedur und den Restfeuchtenachweis sichergestellt.</p>	Keine Änderung
		Chemisch Wasserstoffversprödung	<p>Die Versprödung erfolgt nach Unterschreiten der von der Wasserstoffkonzentration abhängigen Sprödbbruchtemperatur. Schäden sind erst bei einer entsprechenden mechanischen Belastung zu erwarten, die z. B. beim Transport auftreten kann (siehe Transport).</p> <p>Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.</p>	Keine Änderung
		Chemisch Delayed Hydrogen Cracking DHC	<p>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.</p> <p>Ein detaillierter Nachweis liegt hierzu nicht vor, der alle Randbedingungen berücksichtigt. In der Fachwelt und Literatur wurde zu Beginn der trockenen Zwischenlagerung in</p>	Keine Änderung

			<p>Deutschland die Begrenzung der Tangentialspannung auf 120 N/mm² als ausreichend angesehen.</p> <p>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.</p>	
		Chemisch Spannungs- risskorrosion (SpRK)	<p>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 durch die Begrenzung der Tangentialspannung auf 120 N/mm² in den Hüllrohren dieser Effekt vermieden.</p> <p>Der Nachweis erfolgt in den Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens.</p>	Keine Änderung
		Kristallogra- phisch Veränderung der Mikrostruk- tur des Materials	<p>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.</p> <p>Diese Vorgänge laufen während der Zwischenlagerung sehr langsam ab und sind daher für Zeiträume der jetzigen Zwischenlagerung nicht relevant.</p>	Keine Änderung
	Behälter	Chemisch	Durch die Metall-Wasser-Re-	Keine Änderung

		zündfähiges Gemisch	<p>aktion kann während der Zwischenlagerzeit molekularer Wasserstoff entstehen. Bei einigen Beladevarianten ist mit der Bildung eines zündfähigen Gasgemisches bei Luftzutritt zu rechnen.</p> <p>Letzteres wird durch entsprechende Arbeitsvorschriften zum Öffnen der Behälter durch Spülen mit Inertgas unterbunden.</p>	
		Mechanisch Druckanstieg durch Gas aus defekten Brennstäben	<p>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.</p> <p>Der Nachweis erfolgt im Rahmen der Betrachtungen zum Ausschluss eines systematischen Hüllrohrversagens.</p>	Keine Änderung
Transport der Behälter für eine Konditionierung bzw. zu einem Endlager	Brennelementstruktur	Mechanisch Stöße, Vibration	<p>Bei Unterschreiten der Sprödbruchtemperaturen kann ein Versagen der Brennelementstruktur nicht ausgeschlossen werden. Bei Erhalt einer ausreichenden Duktilität ist ein systematisches Versagen nicht zu erwarten.</p> <p>Die Auswirkungen des Transportes nach der Zwischenlagerung werden zurzeit international diskutiert. Für die Brennelementstruktur wurden bisher keine expliziten Nachweise geführt.</p>	Keine Änderung
	Brennstäbe	Mechanisch Stöße, Vibration	<p>Bei Unterschreiten der Sprödbruchtemperaturen kann ein Versagen der Brennstäbe nicht ausgeschlossen werden. Bei Erhalt einer ausreichenden Duktilität ist ein systemati-</p>	Keine Änderung

			<p>sches Versagen nicht zu erwarten.</p> <p>Die Auswirkungen des Transportes nach der Zwischenlagerung werden zurzeit international diskutiert. Für die Brennstäbe wurden bisher keine expliziten Nachweise geführt.</p>	
	Behälter	Mechanisch Stöße, Vibration	Durch die Behälterauslegung und dessen Handhabungsvorschriften abgedeckt.	Keine Änderung

8.2 Anlage 2 - Inventarerweiterungen seit 2017 - Belastungen in den Belastungsphasen

Tabelle 8-2 Belastungen, die von LWR-Brennelementen, Sonder-Brennelementen oder KSBS ergänzend zu den in Anlage 8.1 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.
	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 (Leaker) während Nassphase der Trocknung	Bei Verzicht auf eine Rückkühlung sind zusätzlich Wassermengen im Behälter zu berücksichtigen Thermisch, Wärmeabfuhr Chemisch, Korrosion	Es wurden Nachweise zur maximalen Wassermenge und den Einfluss auf Korrosion und Wärmeabfuhr geführt. Zusätzlich sind Einschränkungen an die Beladung (minimale Wärmeleistung, Trocknungsverfahren und Feuchtigkeitsabsorber) vorgegeben.
	KSBS	Mechanisch Thermisch Chemisch, Korrosion	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.

	Trocknung		Die zu erbringenden Nachweise werden im Einzelfall im aufsichtlichen Verfahren festgelegt. Jede erneute Trocknungsphase wird im Dehnungsnachweis berücksichtigt.
	KSBS	Thermisch Quenzen	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.
Transport in das Zwischenlager	Brennelementstruktur Brennelemente mit mittleren 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-Brennelementen mit MOX- und Uran-BS, Leerpositionen, gekapselten BS	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.
	Brennstäbe Auftreten von bis zu zwei Brennstabdefekten (Leaker) während Nassphase der Trocknung	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Durch das Auftreten der Undichtigkeit wirkte mindestens ein Versagensmechanismus Durch die Undichtigkeit ist kein innerer Überdruck im Brennstab vorhanden, Belastung geringer
	KSBS	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.
Lagerung im Zwischenlager	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	Duktilitätsminderung der HR	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.

		durch lange radiale Hydride bei geringen Wasserstoffgehalten	Gegenstand der Forschung
	Brennstäbe in Brennelementen 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	Duktilitätsminderung der HR durch lange radiale Hydride bei geringen Wasserstoffgehalten	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Gegenstand der Forschung
	Brennstäbe in Sonder-Brennelementen mit MOX- und Uran-BS, Leerpositionen, gekapselten BS	Alle Belastungsarten wie für BE mit BE-Abbränden ≤ 65 MWd/kg	Nachweise wie für BE mit BE-Abbränden ≤ 65 MWd/kg
	Brennstäbe in Sonder-Brennelementen mit MOX- und Uran-BS, Leerpositionen, gekapselten BS	Duktilitätsminderung der HR durch lange radiale Hydride bei geringen Wasserstoffgehalten	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Gegenstand der Forschung
	Brennstäbe Auftreten von bis zu zwei Brennstabdefekten (Leaker) während Nassphase der Trocknung	Alle Belastungsarten wie für BE mit BE-Abbränden ≤ 65 MWd/kg	Nachweise wie für BE mit BE-Abbränden ≤ 65 MWd/kg Durch die Undichtigkeit ist kein innerer Überdruck im Brennstab vorhanden, Belastung geringer
	Brennstäbe Auftreten von bis zu zwei Brennstabdefekten (Leaker) während Nassphase der Trocknung	Duktilitätsminderung der HR durch lange radiale Hydride bei geringen Wasserstoffgehalten	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt. Durch die Undichtigkeit ist kein innerer Überdruck im Brennstab vorhanden, Belastung geringer
	KSBS	Die z.B. im Bert GNS B073/2015 Rev.0 für SWR-KSBS benannten Aspekte	Im Rahmen der Köcherauslegung geführt.
Transport der Behälter für eine Konditionierung bzw. zu einem Endlager	Brennelementstruktur Brennelemente mit mittleren 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
	KSBS	Mechanisch Stöße, Vibration	Hierzu wurden keine expliziten Nachweise vorgelegt.

B Bericht Zwischenlager und Region des Öko-Institut e. V. für das Vorhaben 4720E03366



Zwischenlager und Region

Entwicklung eines methodischen Bewertungsansatzes zur Analyse der Einflussfaktoren und der Bedeutung eines Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente für eine Region Darmstadt, 31.03.2023

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)

Autorinnen und Autoren

Julia Mareike Neles
Öko-Institut e.V.

Dr. Florian Krob
Öko-Institut e.V.

Dr. Melanie Mbah
Öko-Institut e. V.

Kontakt

info@oeko.de
www.oeko.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

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

Inhaltsverzeichnis

Abbildungsverzeichnis	4
Tabellenverzeichnis	5
Zusammenfassung	6
Summary	7
1 Einleitung	8
2 Stand der Zwischenlagerung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland	9
3 Wahrnehmung von Zwischenlagern	12
3.1 Erkenntnisse aus Dialogformaten zur Zwischenlagerung	12
3.2 Erkenntnisse aus der Literatur	18
4 Fallbeispiel Sachplanverfahren geologische Tiefenlager Schweiz: Untersuchungen in den Standortregionen zu den Themenfeldern Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt	24
4.1 Studien und Methoden	24
4.2 Relevante Ergebnisse	31
5 Einflussfaktoren und Wirkungen – Erkenntnisse aus den leidfadengestützten qualitativen Interviews	34
5.1 Methodik	34
5.2 Ergebnisse	35
5.2.1 Wirtschaftliche Stärken und Strukturwandel in der Region	36
5.2.2 Wahrnehmung von Sicherheitsaspekten und Risiken des Zwischenlagers	39
5.2.3 Erwartungen an den Prozess einer Nachfolgenehmigung	47
6 Orientierender Bewertungsansatz für die regionale Bedeutung von Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle	50
6.1 Erkenntnisse zum Begriff Region	50
6.2 Orientierender Bewertungsansatz	53
6.3 Fazit und offene Punkte	59
Literaturverzeichnis	61
7 Anhänge	69
Anhang I. Kurzcharakterisierung zum Standort Nord – Brokdorf	69
Anhang II. Kurzcharakterisierung zum Standort Süd – Gundremmingen	76

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 3-1: Sicherheitsgefühl in Bezug auf das Zwischenlager, Erhebung (Simon Philipp Kretz 2015)	20
Abbildung 4-1: Zielsystem der sozialökologisch-ökonomischen Wirkungsstudie, hier Oberziele und Teilziele	25
Abbildung 4-2: Zusammenhang zwischen SÖW, Zusatzfragen zur SÖW und Gesellschaftsstudie der Schweiz	27
Abbildung 4-3: Gesamtübersicht zu den Studien und Untersuchungen zu Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt im Sachplanverfahren geologisches Tiefenlager und Folgeschritte (Stand 2021)	31
Abbildung 7-1: Geographische Lage der Gemeinde Brokdorf links (blau) und rechts (rot) im Amtsbezirk Wilstermarsch (hellrot) im Landkreis Steinburg	69
Abbildung 7-2: Der Standort Nord – Brokdorf (roter Kasten) in Schleswig-Holstein.	70
Abbildung 7-3: Luftbildaufnahme von Brokdorf an der Elbe	72
Abbildung 7-4: Das Atomkraftwerk Brokdorf an der Elbe	73
Abbildung 7-5: Bestand an radioaktiven Abfällen am Standort Brokdorf (Stand: 31.12.2019)	74
Abbildung 7-6: Geographische Lage von Gundremmingen	76
Abbildung 7-7: Die Lage Gundremmingens im Landkreis Günzburg	77
Abbildung 7-8: Schematische Darstellung des römischen Kastells (links) und das Gundremminger Wappen (rechts)	78
Abbildung 7-9: Die Gemeinde Gundremmingen im Vordergrund mit den Kühltürmen des Kernkraftwerks im Hintergrund	79
Abbildung 7-10: Das Atomkraftwerk Gundremmingen aus der Luft	80
Abbildung 7-11: Bestand an radioaktiven Abfällen am Standort Gundremmingen (Stand: 31.12.2019)	81

Tabellenverzeichnis

Tabelle 2-1:	Kenndaten von Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente und hochradioaktive Abfälle in Deutschland	10
Tabelle 3-1:	Argumente zur verlängerten Zwischenlagerung – Erkenntnisse der teilnehmenden Beobachtung von Veranstaltungen 2021 - 2022	17
Tabelle 4-1:	Pilotmonitoring: Indikatorenset für die Ebene „Auswirkungen auf Wirtschaft und Gesellschaft“	29
Tabelle 5-1:	Übersicht der interviewten Akteur*innen aus den verschiedenen Bereichen	35
Tabelle 6-1:	Räumliche Zuordnung der interviewten Akteur*innen an den jeweiligen Standorten	51
Tabelle 6-2:	Dimension Wirtschaft und Gesellschaft	54
Tabelle 6-3:	Dimension Wahrnehmung von Sicherheit	56
Tabelle 6-4:	Dimension prozedurale Ausgestaltung	58
Tabelle 7-1:	Vergleich der Gemeinde Brokdorf mit den umliegenden Landkreisen am Standort Nord	71
Tabelle 7-2:	Im Zwischenbericht Teilgebiete der BGE identifizierte Teilgebiete in und um den Standort Nord – Brokdorf	75
Tabelle 7-3:	Vergleich der Gemeinde Gundremmingen mit den umliegenden Landkreisen am Standort Süd	77
Tabelle 7-4:	Im Zwischenbericht Teilgebiete der BGE identifizierte Teilgebiete in und um den Standort Süd – Gundremmingen	82

Zusammenfassung

In Deutschland werden abgebrannte Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern in Zwischenlagergebäuden am jeweiligen Kernkraftwerksstandort sowie in zentralen Zwischenlagern aufbewahrt. Während die Kernkraftwerke derzeit stillgelegt und rückgebaut werden, bleiben die Zwischenlager deutlich länger an den Standorten bestehen, da ein Endlager nicht verfügbar ist. Aktuell werden Zwischenlagerzeiträume von bis zu 120 Jahren diskutiert. Im Vorhaben „Zwischenlager und Region“ (Kurztitel) wurde der Frage nachgegangen, welche wirtschaftliche und gesellschaftliche Bedeutung das Zwischenlager aktuell und zukünftig für die jeweilige Standortregion hat bzw. haben kann.

Das Vorhaben wurde im Unterauftrag der Gesellschaft für Reaktorsicherheit gGmbH durchgeführt und vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) gefördert (Förderkennzeichen 4720E03366).

Im Rahmen des Vorhabens wurden die Mehrwerte und Lasten für die jeweilige Region durch die verlängerte Zwischenlagerung bei gleichzeitigem Rückbau der Kernkraftwerke und dem damit einhergehenden Strukturwandel untersucht. Betrachtet wurden auch, welche Aspekte die Wahrnehmung der Sicherheit des Zwischenlagers beeinflussen. Außerdem wurde untersucht, welche Anforderungen an die Ausgestaltung von Öffentlichkeitsbeteiligung bzw. eine zukünftige Neugenehmigung der Zwischenlager abgeleitet werden können.

Für das Vorhaben wurden Daten über leitfadengestützte Interviews mit Akteuren der Region aus Politik, Wirtschaft und kritischer Öffentlichkeit durchgeführt. Dafür wurden zunächst zwei standortnahe Zwischenlagerstandorte ausgewählt, die jeweils nach einem der beiden hauptsächlich umgesetzten Baukonzepte WTI und STEAG errichtet wurden: im Norden der Standort Brokdorf und im Süden der Standort Gundremmingen. Ergänzend erfolgten Datenerhebungen mittels desk research und teilnehmender Beobachtung an verschiedenen Veranstaltungen zur Zwischenlagerung. Außerdem wurden die Studien zu Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt, die in der Schweiz im Rahmen des Sachplanverfahrens geologische Tiefenlager auf die angewandten Methoden und übertragbaren Ergebnisse untersucht.

Die leitfadengestützten Interviews zeigten, dass in den Beispielregionen auch nach Abschaltung der Kernkraftwerke die wirtschaftliche Situation als kurz- und mittelfristig stabil eingestuft wurde. Dem Zwischenlager selbst wurde kein Beitrag zur wirtschaftlichen Entwicklung der Region beigemessen. Derzeit wird es auch nicht als Hemmnis für eine zukünftige Entwicklung der Kommune bzw. der Region angesehen, die eher im gewerblich-industriellen Bereich verortet wird. Studienergebnisse aus der Schweiz zeigen, dass auch dort die als Tiefenlager benannte Standortregion keine negative Entwicklung bei Bevölkerungszuwachs, Beschäftigung oder Immobilienpreise genommen hat.

Das Zwischenlager wurde von den Interviewten der beiden Standorte als sicher wahrgenommen. Es blieben aber Fragen z. B. warum unterschiedliche Baukonzepte gewählt wurden oder wie zukünftig die Alterung von Behälter und Inventar adressiert werden soll. Fragen, die auch in Veranstaltungen zum Thema Zwischenlagerung gestellt werden. Eine Verlagerung des Abfalls in ein anderes z. B. zentrales Zwischenlager war dagegen keine zentrale Forderung. Als wichtiger wurde die Minimierung von Transporten angesehen. Die Datenerhebung für das Vorhaben erfolgte allerdings größtenteils vor der Bekanntgabe der Zeitpläne der Bundesgesellschaft für Endlagerung BGE im Herbst 2022.

Für die prozedurale Ausgestaltung zukünftiger Genehmigungsprozesse erwarten die Interviewten der Beispielregionen eine umfassende Öffentlichkeitsbeteiligung. Erschwernisse z. B. beim Zugang zu Informationen, wie bei vergangenen Genehmigungsprozessen geschehen, sollten sich nicht wiederholen. Es wurde aber auch thematisiert, dass das Interesse in der Region an der Thematik

Zwischenlagerung eher gering ist. Dabei wurde ein Informationsgefälle zwischen Standortgemeinde und Umkreis aber auch zwischen NGOs und breiter Öffentlichkeit identifiziert.

Anhand dieser Ergebnisse wurde ein erster Bewertungsansatz entwickelt, mit dem die Bedeutung des Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente für die jeweilige Region untersucht werden kann. Dazu wurden den drei herausgearbeiteten Dimensionen Wirtschaft und Gesellschaft, Wahrnehmung von Sicherheit und Prozedurale Ausgestaltung Merkmale zur Beschreibung zugeordnet. Diese wurden mit Indikatoren und konkreten Fragestellungen zur Operationalisierung unterfüttert.

Summary

In Germany, spent fuel assemblies are stored in transport and storage casks in storage buildings at the respective nuclear power plant site and in central storage facilities. While the nuclear power plants are currently being decommissioned and dismantled, the storage facilities will remain at the sites for much longer since a repository is not available. Currently, storage periods of up to 120 years are being discussed. The project "Storage and Region" (short title) investigated the question of the current and future economic and social significance of storage for the respective siting region.

The project was subcontracted to the Gesellschaft für Reaktorsicherheit gGmbH and funded by the German Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Nuclear Safety and Consumer Protection (BMUV) (funding code 4720E03366).

Within the framework of the project, the added values and burdens for the respective region due to the extended storage with simultaneous dismantling of the nuclear power plants and the resulting structural change were investigated. The aspects influencing the perception of the safety of the storage facility were also examined. In addition, it was investigated which requirements can be derived for the design of public participation or a future re-licensing of the storage facilities.

For the project, data were collected via guided interviews with actors in the region from politics, business and the critical public. For this purpose, two storage sites were selected, each of which was built according to one of the two mainly implemented construction concepts WTI and STEAG: the Brokdorf site in the north and the Gundremmingen site in the south. In addition, data were collected by means of desk research and participant observation at various events on interim storage. In addition, the economic, social and environmental studies carried out in Switzerland within the framework of the sectoral plan procedure for deep geological repositories were examined for the methods used and transferable results.

The guideline-based interviews showed that the economic situation in the sample regions was considered to be stable in the short and medium term, even after the shutdown of the nuclear power plants. The storage facility itself was not considered to contribute to the economic development of the region. At present, it is also not seen as an obstacle to future development of the municipality or the region, which is rather located in the commercial-industrial sector. Study results from Switzerland show also that the siting region designated as a deep repository has not experienced any negative development in terms of population growth, employment or real estate prices.

The interim storage facility was perceived as safe by the interviewees at both sites. However, questions remained, e. g. why different construction concepts were chosen or how the aging of casks and inventory should be addressed in the future. These are questions that are also asked in events on the subject of storage. In contrast, relocation of the waste to another, e. g. central, storage facility was not a central demand. The minimization of transports was seen as more important. However,

most of the data collection for the project took place before the Bundesgesellschaft für Endlagerung (BGE) schedules were announced in autumn of 2022.

For the procedural design of future licencing processes, interviewees in the sample regions expect extensive public participation. Difficulties, e. g., in access to information, as happened in past approval processes, should not recur. However, it was also discussed that the interest in the region in the topic of interim storage is rather low. An information gap was identified between the siting community and the surrounding area, but also between NGOs and the general public.

Based on these results, a first evaluation approach was developed to investigate the importance of the interim storage facility for spent fuel elements for the respective region. For this purpose, characteristics were assigned to the three identified dimensions of economy and society, perception of safety and procedural design. These were underpinned with indicators and concrete questions for operationalization.

1 Einleitung

Die abgebrannten Brennelemente aus der Stromerzeugung in Kernkraftwerken aber auch aus Versuchs- und Forschungsreaktoren sollen ebenso wie die hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in einem tiefen geologischen Endlager entsorgt werden. Ein solches Endlager wird derzeit in Deutschland mit einem gesetzlich geregelten Standortauswahlverfahren (StandAG 2017) ausgewählt. Bis ein solches Endlager zur Verfügung steht, müssen diese Abfälle zwischengelagert werden. In Deutschland erfolgt dies nach einer Abklingphase im Brennelementlagerbecken als trockene Zwischenlagerung in Transport- und Lagerbehältern (TLB).

Für die Zwischenlagerung stehen an den Kernkraftwerksstandorten sowie an weiteren Standorten Zwischenlager zur Verfügung (s. dazu Kapitel 2). Sie wurden jeweils für einen Nutzungszeitraum von 40 Jahren genehmigt, entsprechend enden die Zwischenlageregenehmigungen zwischen 2034 und 2047¹. Nach Vorstellung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) soll ein Endlager 2050 in Betrieb gehen (BMUB 2015). Eine Einlagerungszeit von 30 Jahren vorausgesetzt bedeutet dies, dass ein Zwischenlagerbetrieb bis 2080 erforderlich sein wird. Verzögerungen beim Standortauswahlverfahren, bei der Errichtung oder der Inbetriebnahme sind dabei noch nicht berücksichtigt.

Die Arbeiten des Öko-Instituts in vorangegangenen Vorhaben (GRS 2010; GRS 2015; 2018; GRS et al. 2018; Öko-Institut e. V. 2019) haben gezeigt, dass eine Verlängerung von Zwischenlagerung über die genehmigten 40 Jahre hinaus einerseits Auswirkungen auf den Betrieb eines Zwischenlagers sowohl in technischer als auch organisatorischer Hinsicht und andererseits auch Auswirkungen auf die Wahrnehmung der Zwischenlagerstandorte durch die Öffentlichkeit und Erwartungen derer an Partizipation hat. Die Sicherheit der Zwischenlager über den gesamten erforderlichen Zeitraum ist ein zentraler Diskussionspunkt. Weitere sicherheitsrelevante Diskussionspunkte können sich aufgrund der organisatorischen Änderungen (Betreiberwechsel, jetzt BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (BGZ)) und den Herausforderungen der Entmischung von Zwischenlagerbetrieb und Kernkraftwerksrückbau ergeben (autarker Betrieb). Offen ist, wie sich der Strukturwandel durch den Rückbau des Kernkraftwerks einerseits und dem Verbleib des Zwischenlagers andererseits auf die

¹ Das AVR Behälterlager in Jülich wurde lediglich für 20 Jahre bis 2013 genehmigt. Eine neue Genehmigung steht noch aus.

betroffenen Regionen auswirken wird. Auch welche Erwartungen eine Region an eine Neugenehmigung der Zwischenlager nach 40jähriger Betriebsphase hat, ist völlig offen.

Im hier vorgelegten Abschlussbericht geht das Öko-Institut e. V. der Frage nach, was die potenziellen Auswirkungen eines Zwischenlagers auf eine Region sein können und wie diese hinsichtlich Mehrwerte und Lasten für die Region durch die verlängerte Zwischenlagerung mit gleichzeitiger Kernkraftwerksstilllegung/-rückbau bewertet werden können. Betrachtet wurden auch, welche Aspekte die Wahrnehmung hinsichtlich der Sicherheit des Zwischenlagers beeinflussen. Außerdem wurde untersucht, welche Anforderungen an die Ausgestaltung von Öffentlichkeitsbeteiligung bzw. eine zukünftige Neugenehmigung der Zwischenlager abgeleitet werden können. Entwickelt wurde ein erster Bewertungsansatz zur Bearbeitung der Fragestellung: Welche Bedeutung hat ein Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente für eine Region?

In Kapitel 2 des vorliegenden Abschlussberichts wird der aktuelle Stand der trockenen Zwischenlagerung in Deutschland kurz zusammengefasst. Kapitel 3 befasst sich mit der Wahrnehmung von Zwischenlagern sowie anderen kerntechnischen Anlagen in der Öffentlichkeit. Die Zusammenstellung basiert auf einem Desk Research, in welchem sowohl die relevante Fachliteratur als auch weitere Dokumente (graue Literatur) berücksichtigt wurde, wie zum Beispiel Dokumentationen von Veranstaltungen zum Thema Zwischenlager (des Bundesamtes für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE), der Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (BGZ) sowie des Nationalen Begleitemiums (NBG)) und Stellungnahmen von verschiedenen Akteur*innen als auch eigene Beobachtungen durch die Teilnahme an Veranstaltungen. In Kapitel 4 wird als Fallbeispiel das Schweizer Sachplanverfahren geologische Tiefenlager untersucht. Insbesondere wird auf die Methoden eingegangen, die bei den durchgeführten Untersuchungen zu Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt wie die sozioökonomisch-ökologische Wirkungsstudie und die Gesellschaftsstudie angewendet wurden.

Im Rahmen des Vorhabens wurden außerdem in zwei Beispielregionen eigene Erhebungen mittels qualitativer leitfadengestützter Interviews durchgeführt und in Form einer qualitativen Inhaltsanalyse ausgewertet. In Kapitel 5 werden die Herangehensweise und die Ergebnisse zu drei Schwerpunktthemen vorgestellt. In Kapitel 6 werden schließlich die Erkenntnisse aus der Literatur und insbesondere der durchgeführten Interviews zusammengeführt. Wichtige Erkenntnisse für die Entwicklung eines methodischen Ansatzes zur Bewertung regionaler Auswirkungen werden dargelegt.

2 Stand der Zwischenlagerung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland

Die Entscheidung für die Errichtung von Standort-Zwischenlagern, d. h. Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente und hochradioaktive Abfälle an Kernkraftwerksstandorten, fiel im Jahr 2000 im Zusammenhang mit dem so genannten Atomkonsens (Bundesregierung Deutschland 2000). Dieser beinhaltete neben den Vereinbarungen zur Beendigung der kommerziellen Stromerzeugung durch Kernenergie auch ein Transportverbot von abgebrannten Brennelementen zu den Wiederaufarbeitungsanlagen ab 2005. Damit Betreiber den Entsorgungsvorsorgenachweis erfüllen konnten, sollte dieser durch „*realistische Planungen über ausreichende, bedarfsgerecht zur Verfügung stehende Zwischenlagermöglichkeiten erbracht*“ (Bundestag 2002) werden. Die Zwischenlagerung soll bis zur Ablieferung an eine Anlage zur Endlagerung erfolgen.

Die Standortzwischenlager wurden nach § 6 des Atomgesetzes (AtG) (AtG 2020) genehmigt. Die Genehmigung erfolgte nach den Regeln des UVP Gesetzes (UVPG 2020) und der atomrechtlichen Verfahrensverordnung. Bestandteil des Genehmigungsverfahrens war jeweils eine formale Öffentlichkeitsbeteiligung. Die Genehmigungen der Standortzwischenlager erfolgten überwiegend im Jahr

2003. Zu diesem Zeitpunkt wurde eine Befristung der Lagerdauer auf 40 Jahre ab Inbetriebnahme vorgesehen, die einerseits als ausreichend lang bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers angesehen und andererseits vertrauensbildend wirken sollte, so die gemeinsame Pressemitteilung vom Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)² und Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (BMU)³:

„Das BfS befristet die Aufbewahrung der abgebrannten Brennelemente auf 40 Jahre. Dadurch wird gewährleistet, dass aus Zwischenlagern keine Endlager werden können, wie dies an einigen Kraftwerksstandorten befürchtet wurde.“ (BfS und BMU 20.06.2003)

Darüber hinaus sieht das Atomgesetz §6 Absatz 5 vor, dass eine Verlängerung der Zwischenlager-genehmigung nur „aus unabwiesbaren Gründen und nach der vorherigen Befassung des Deutschen Bundestages erfolgen“ (AtG 2020) darf.

Die Befristung der Genehmigung erfolgte nicht nur für die Standortzwischenlager an den Kernkraftwerken (KKW), sondern für alle Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle. Die nachfolgende Tabelle enthält eine Auflistung aller Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente und hochradioaktive Abfälle mit einigen Kenndaten.

Da auch die Transport- und Lagerbehälter (TLB) jeweils für 40 Jahre ab Verschluss des Behälters genehmigt sind, gibt es in einzelnen Zwischenlagern Behälter, deren Genehmigung wenige Jahre früher ausläuft. Die Genehmigung der ersten beladenen Behälter endet 2032. Sie stehen in den Zwischenlagern Ahaus und Jülich.

Tabelle 2-1: Kenndaten von Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente und hochradioaktive Abfälle in Deutschland

Standort	Genehmigte Lagerkapazität [tSM]	Gelagerte Menge, Stand 31.12.2019 [tSM]	Genehmigt bis
Standortzwischenlager			
Biblis (KWB)	1400	987	2046
Brokdorf (KBR)	1000	320	2047
Brunsbüttel (KKB)	450	161	(2)
Grafenrheinfeld (KKG)	800	418	2046
Grohnde (KWG)	1.000	331	2046
Gundremmingen (KRB)	1.850	593	2046
Isar (KKI)	1.500	667	2047
Krümmel (KKK)	775	353	2046
Lingen/Emsland (KKE)	1.250	455	2042
Neckarwestheim (GKN)	1.600	676	2046
Philippsburg (KKP)	1.600	561	2047
Unterweser (KKU)	800	368	2047
Zentrale Zwischenlager			
Gorleben	3.800	39	2034
Ahaus	3.960	63	2036

² Die Genehmigungsaufgaben des BfS werden heute vom Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) wahrgenommen.

³ Heute BMUV

Standort	Genehmigte Lagerkapazität [tSM]	Gelagerte Menge, Stand 31.12.2019 [tSM]	Genehmigt bis
Dezentrale Zwischenlager			
Rubenow	585	583	2039
Jülich	0,225 ⁽¹⁾	0,086	2013 ⁽³⁾

⁽¹⁾ Thermisch spaltbare Isotope (U-233, U-235, Pu-239, Pu-241)

⁽²⁾ Genehmigung durch Gerichtsbeschluss seit 2015 unwirksam

⁽³⁾ Anordnung zur Räumung des AVR Behälterlagers verlängert

Quelle: eigene Darstellung nach Daten des Joint Convention Berichts für die Überprüfungskonferenz 2021 (BMU 2020)

Derzeit ist noch nicht absehbar, wie lange die Zwischenlagerung von Brennelementen und hochradioaktiven Abfällen tatsächlich erforderlich sein wird. Dass die Auswahl eines Endlagerstandortes gemäß Standortauswahlgesetz bis 2031 erfolgt sein soll, wurde von Beginn an von vielen Akteur*innen und auch in Expertenkreisen als zu optimistisch bewertet. Das Diskussionspapier der ESK zur verlängerten Zwischenlagerung geht beispielsweise von Zwischenlagerzeiträumen von 65 bis 100 Jahren aus, d.h. längstens bis 2107. Im November 2022 trat die BGE in einen Diskurs mit dem BASE und dem BMUV ein, um den Zeitplan neu zu bewerten (BGE 11.11.2022; BMUV 10.11.2022; BASE 14.11.2022). Als mögliche Termine für die Auswahl eines Endlagerstandortes werden basierend auf unterschiedlichen Szenarien 2046 und 2068 genannt (BASE 14.11.2022).

Das Ende der Zwischenlagerung ist mit der Inbetriebnahme eines Endlagers noch nicht erreicht. Auch während der sich anschließenden Phase des Einlagerungsbetriebs wird Zwischenlagerung ggf. in einem Eingangslager weiter erforderlich sein, da die sich anschließenden Schritte wie die Verpackung in Endlagerbehälter und die Einlagerung in das Endlager nach und nach erfolgen. Als Zeitraum können 30 bis 50 Jahre angenommen werden. In allen Schritten von der Auswahl eines Endlagerstandortes bis zum Abschluss der Abfalleinlagerung sind Verzögerungen möglich, die die Zwischenlagerdauer verlängern.

Mit der Beendigung des Betriebs der Kernkraftwerke zur Stromerzeugung werden etwa 2027 die letzten Brennelemente in Transport- und Lagerbehälter verladen und in die Zwischenlagerung abgegeben. Die Zwischenlager an den KKW-Standorten sowie die Zwischenlager in Ahaus und Gorleben werden gemäß den Vorgaben des Entsorgungsübergangsgesetz (EntsorgÜG 2017) seit dem 1. Januar 2019 durch die Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (BGZ) betrieben. Die Zwischenlager in Rubenow/Lubmin und Jülich werden von der Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH (EWN) Gruppe betrieben. Die beiden Betreiber sind jeweils Antragsteller für die Neugenehmigung der Zwischenlager nach Ablauf der 40 Jahre. Genehmigungsbehörde ist das BASE.

Weitere hochradioaktive Abfälle resultieren aus der Wiederaufarbeitung in La Hague, Frankreich und Sellafield, Vereinigtes Königreich. Ein Großteil dieser Abfälle wurden bereits zurückgeliefert und lagern im zentralen Zwischenlager Gorleben. Die verbleibenden hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung werden auf Basis des 2013 geänderten Atomgesetzes (AtG 2021) auf die vier dezentralen Zwischenlager Biblis, Isar⁴, Brokdorf und Phillipsburg verteilt. Die Rückführung nach Biblis ist bereits erfolgt. Damit sollte eine Vorfestlegung auf den Standort Gorleben im Zusammenhang mit dem Standortauswahlgesetz vermieden werden.

Mit dem Ende des Kernkraftwerksbetriebs beginnt der Rückbau des KKW. Entsprechend werden in einem absehbaren Zeitraum lediglich die Zwischenlager an den jeweiligen KKW Standorten

⁴ Die Blöcke des Kernkraftwerks Isar sowie das Zwischenlager befinden sich in der Gemeinde Niederaichbach.

stehen bleiben. Der KKW-Rückbau hat unmittelbare Auswirkungen auf den Betrieb der Standortzwischenlager, da die technische und organisatorische Infrastruktur des Kernkraftwerks auf Dauer nicht mehr zur Verfügung stehen wird, wie beispielsweise der gemeinsame Anlagenzaun, die Infrastruktur zur Intervention (z. B. Sicherheitsdienst, Feuerwehr), des Monitorings oder auch des Strahlenschutzes. Die Herausforderungen der Herstellung eines autarken Betriebs des jeweiligen Zwischenlagers sind durch den Betreiber BGZ in Abstimmung mit den jeweiligen Aufsichtsbehörden umzusetzen. Die Aufsichtsbehörde ist bei dem zuständigen Ministerium des jeweiligen Bundeslandes angesiedelt.

In den Zwischenlagern können Reparaturen am Behältermantel des TLB und dem Sekundärdeckel ausgeführt werden. Ein Reparaturkonzept mit einem zusätzlich aufzuschweißenden Deckel (Füge-Deckel) liegt für die meisten Behältertypen vor. Durch den Rückbau der Kernkraftwerke entfällt aber zukünftig die Möglichkeit einen TLB beispielsweise zum Austausch des Primärdeckels oder zur Inspektion des Inventars zu öffnen. Besonders abgeschirmte Anlagen, so genannte „heiße Zellen“, in denen alternativ Behälteröffnungen durchgeführt werden könnten, existieren in Deutschland für diesen Zweck nicht. Zum Alterungsverhalten des Inventars über lange Zwischenlagerzeiträume werden international Forschungsprogramme u.a. mit deutscher Beteiligung durchgeführt, die auch Behälteröffnungen vorsehen. In Deutschland wird derzeit kein Bedarf für eine Behälteröffnung vor der Konditionierung für die Endlagerung gesehen. Diese Bewertung kann aufgrund der voranschreitenden Forschung zur Inventaralterung und der Unsicherheit über die Dauer der Zwischenlagerung noch nicht abschließend sein.

3 Wahrnehmung von Zwischenlagern

Die Frage, welche Konsequenzen eine verlängerte Zwischenlagerung für die öffentliche Wahrnehmung hat und welche Aspekte eine besondere Relevanz haben, wurde bereits in den vorangegangenen Vorhaben gestellt. Darin wurde deutlich, welchen Einfluss insbesondere die gerichtliche Auseinandersetzung um das Zwischenlager Brunsbüttel auf die Sicherheitswahrnehmung der Zwischenlager hat. Ein Meinungsbildungsprozess konnte nachgezeichnet werden, der sich von „not in my backyard“ hin zu einem weiteren Verbleib der Zwischenlager an den 16 Standorten entwickelte, um dafür Transporte zu minimieren (GRS 2010; GRS 2015; 2018; GRS et al. 2018; Öko-Institut e. V. 2019).

In diesem Kapitel werden die Erkenntnisse zur Wahrnehmung verlängerter Zwischenlagerung aktualisiert und ergänzt. Dazu werden im Kapitel 3.1 eigene Beobachtungen aus der Teilnahme an bzw. der Auswertung von Dokumentationen von Veranstaltungen verschiedener Akteur*innen zur verlängerten Zwischenlagerung ab 2020 vorgestellt. In Kapitel 3.2 werden Erkenntnisse aus der Literatur zusammengestellt, die die bereits in den Vorgängervorhaben identifizierten Themen zusammenfassen und fortschreiben.

3.1 Erkenntnisse aus Dialogformaten zur Zwischenlagerung

Von Seiten der Betreiber, der Genehmigungsbehörde BASE aber auch dem Nationalen Begleitgremium (NBG) werden wiederholt Angebote zur Information der Öffentlichkeit und zur Diskussion verschiedener Aspekte gemacht. Die Formate beinhalteten jeweils einen hohen Anteil Diskussionszeit und die Möglichkeit für das Publikum Fragen zu stellen. So wurden Argumente, Einschätzungen und Anforderungen der einzelnen Akteur*innen hinsichtlich der Zwischenlagerung ausgetauscht.

Im Rahmen des Vorhabens haben Mitglieder des Projektteams an einzelnen Veranstaltungen (virtuell) teilgenommen oder die verfügbaren Livestreams im Nachgang angesehen und hinsichtlich der Themen, die die verlängerte Zwischenlagerung berühren, ausgewertet. Die Erkenntnisse aus der teilnehmenden Beobachtung dieser Veranstaltungen werden nachfolgend dargestellt. Eine Zusammenfassung der Argumente erfolgt tabellarisch am Ende des Kapitels.

In den Jahren 2018 bis 2019 bot das BASE (damals noch BfE) unter dem Titel Forum Zwischenlagerung der interessierten Öffentlichkeit zentrale Informations- und Dialogveranstaltungen an, die insbesondere Sicherheitsaspekte in den Vordergrund rückten⁵ (s. dazu auch (Öko-Institut e. V. 2019). Die Veranstaltungen hatten keinen Bezug zu einer konkreten Region und thematisierten in Vorträgen und Diskussionen insbesondere technische Aspekte wie beispielsweise die Belastbarkeit der aktuellen Sicherheitsanforderungen und -nachweise für Zwischenlager für den Genehmigungszeitraum von 40 Jahren, die Neubewertung von SEWD⁶, Auswirkungen und Flugzeugabsturzszenarien, der Umgang mit den Ergebnissen der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen (PSÜ) oder der Umgang mit Forschungsbedarf einschließlich einer zeitlichen Einordnung, die alle Zwischenlager gleich oder ähnlich betreffen.

Das Format Forum Zwischenlager wurde im April 2021 wieder aufgegriffen. Veranstalter war ab dann der Betreiber der Zwischenlager, die Gesellschaft für Zwischenlagerung (BGZ). Bedingt durch die Corona-Pandemie fand die erste Veranstaltung virtuell statt⁷. Thema war die Rücknahme der verbleibenden hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in La Hague und Sellafield, die auf Basis des 2013 geänderten Atomgesetzes (AtG 2021) und weiterer Regelungen auf die vier dezentralen Zwischenlager Biblis, Isar, Brokdorf und Philippsburg verteilt werden. Vor diesen Vereinbarungen wurden die Abfälle in das zentrale Zwischenlager Gorleben rückgeführt, was regelmäßig von umfassenden Protesten begleitet wurde.

Die erste Rückführung mit dem Ziel Zwischenlager Biblis hatte im November 2020 stattgefunden. Der Transport wurde von friedlichen Protesten begleitet und erreichte sein Ziel ohne Verzögerungen. Die BGZ führt dies auf eine höhere Akzeptabilität des nun gewählten Entsorgungswegs zurück, auch wenn die äußeren Rahmenbedingungen durch die Coronapandemie einen gewissen Anteil gehabt haben könnte (BGZ 2021).

Beim **Forum Zwischenlagerung am 23.4.2021** diskutierten Josef Klaus, Bürgermeister von Niederaichbach, dem Standort des Brennelemente-Zwischenlagers Isar und Dr. Michael Hoffmann, der Bereichsleiter Betrieb von der BGZ. Das Diskussionsformat wurde ausschließlich live gestreamt. Die Zuschauerinnen und Zuschauer konnten aber Fragen stellen, auf die die Diskutanten eingingen.

Aus Sicht des vortragenden Bürgermeisters Klaus (BGZ 2021), der für die vier dezentralen Zwischenlagergemeinden sprach, wird die aus seiner Sicht politische Neuregelung zur Verteilung der Abfälle stark in Frage gestellt. Er verwies dabei sowohl auf die in Gorleben befindliche Pilotkonditionierungsanlage (PKA) als auch auf vertragliche Vereinbarungen mit der Kommune Gartow und deren finanziellen Entschädigung für das Zwischenlager. Alle anderen Zwischenlagergemeinden hätten diesen Vorteil nicht bzw. würden nicht bzw. nur in geringem Maße von den Zwischenlagern profitieren, da nur in einem sehr geringen Umfang Gewerbesteuer zu entrichten ist.

⁵ Eine Dokumentation des BASE zu den einzelnen Veranstaltungen ist abrufbar unter:

https://www.base.bund.de/DE/themen/ne/zwischenlager/forum_zwl/forum-zwl_node.html

⁶ SEWD steht für Störmaßnahmen und sonstige Einwirkungen Dritter; der Schutz vor solchen Einwirkungen ist im Genehmigungsverfahren nachzuweisen.

⁷ Der Live-Stream ist abrufbar unter <https://forum-zwischenlagerung.bgz.de/>

Weitere wichtige Themen in der Diskussionsveranstaltung (BGZ 2021) waren das Doppeldeckel-dichtsystem insbesondere des TLB Castor HAW28M im Hinblick auf dessen Transportierbarkeit, aber auch die generelle Frage nach den Möglichkeiten einer Reparatur nach Wegfall des Kernkraftwerks. Als Forderung wurde geäußert, dass die Abtransportierbarkeit aller eingelagerten Behälter in jedem Fall gewährleistet werden müsse. Von Seiten der BGZ wurde auf entsprechende Konzepte verwiesen, von den Diskussionsteilnehmern wurde das als unzureichend kritisiert. Die Verlängerung der Zwischenlagerdauer und die damit verbundenen Genehmigungsverfahren wurden ebenfalls thematisiert. Kritisch gesehen wurde, dass für die Nutzungsänderung hinsichtlich der Aufnahme zusätzlicher Behälter aus der Wiederaufarbeitung an vier Zwischenlagerstandorten keine UVPs mit den entsprechenden Öffentlichkeitsbeteiligungsformaten erforderlich waren. Zudem wurde die fehlende Transparenz im Zusammenhang mit der Zwischenlagerung beanstandet. An dieser Stelle wurde von den Diskussionsteilnehmenden auf das Standortauswahlverfahren und dem im StandAG in §1 Abs. 2 verankerten Grundsatz eines transparenten und partizipativen Verfahrens verwiesen. Diesen Grundsätzen kommt im Standortauswahlverfahren eine besondere Rolle zu. Nach Meinung der Teilnehmenden sollte dies auch Basis für die verlängerte Zwischenlagerung sein und nicht „mit zweierlei Maß“ gemessen werden.

Eine zweite Auflage des **Forums Zwischenlagerung** fand am **12. September 2022** als hybrides Format statt. Es stand unter der Überschrift „Verlängerte Zwischenlagerung“. Ein Podium besetzt mit Vertreter*innen der BGZ, des Bundes für Umwelt und Naturschutz (BUND), der Bürgerinitiative (BI) „Kein Atommüll in Ahaus e.V.“ und des BASE informierten zunächst fachlich und diskutierten anschließend untereinander sowie mit den in Präsenz und virtuell Teilnehmenden. Eine Dokumentation der Veranstaltung u. a. mit den Inputs der Podiumsgäste, den Fragen der Teilnehmenden und dem Livestream ist auf der Homepage der BGZ⁸ bereitgestellt.

Ein wichtiges Thema der Diskussion war, für welchen Zeitraum die Zwischenlagerung fortgesetzt werden sollte. Die Diskussion offenbarte große Meinungsunterschiede bei den Diskussionsteilnehmenden. Im Eingangsstatement des BUND forderte die Vertreterin mindestens 100 Jahre, um den Zeitraum bis zur Verfügbarkeit eines Endlagers zu überbrücken. Der BI Ahaus und der BASE Vertreter stellten hingegen die sicherheitstechnischen Belange einer verlängerten Zwischenlagerung in den Vordergrund. Inwieweit eine Neugenehmigung für weitere 40 Jahre sicherheitstechnisch möglich ist, wurde in Frage gestellt. Gemeinsames Ziel aller Teilnehmenden ist die sichere Zwischenlagerung. Dafür sollen vor allem die Nachweise in einem Genehmigungsverfahren dienen, wie der BASE Vertreter ausführte. Die BGZ Vertreter gehen dabei von einem Neugenehmigungsverfahren mit Umweltverträglichkeitsprüfung und Erörterungstermin aus. Von Seiten der Teilnehmenden wurde kritisch darauf hingewiesen, dass es zur Erteilung der Genehmigung keine wirkliche Alternative gebe. Bereits heute werden die Zwischenlager Brunsbüttel und Jülich lediglich auf Anordnung und ohne gültige Genehmigung betrieben. Diskutiert wird auch, wie so die Skepsis Vieler hinsichtlich der Sicherheit der Zwischenlager und des Genehmigungsverfahrens genommen werden kann.

Ein weiteres Thema war die Alterung der abgebrannten Brennelemente, laut BGZ sind hier alle denkbaren chemischen oder physikalischen Prozesse einzubeziehen. Sie geht nicht von einer zukünftigen Option der Behälteröffnung aus und führt derzeit entsprechende Untersuchungen durch. Die fehlende Möglichkeit einer Behälteröffnung und der Neuuntersuchung des Inventars im Rahmen der Neugenehmigung wurde von mehreren Diskutanten kritisch gesehen.

⁸ <https://forum-zwischenlagerung.bgz.de/themenforum-verlaengerte-zwischenlagerung/>

Umfangreich wurde auch das Thema Beteiligung der Öffentlichkeit diskutiert. Die formalen Formate der UVP wurden u. a. vom BUND als nicht ausreichend klassifiziert, „echte“ Partizipationskonzepte werden gefordert. Die Angebote der BGZ wie das Forum Zwischenlagerung, die Homepage oder die Dialogformate einer „Deutschlandtournee“ wurden von einigen Diskutanten ebenfalls als unzureichend bewertet. Diesbezüglich wurde die Forderung nach rechtsverbindlichen Partizipationsformaten aufgestellt, die an das Standortauswahlgesetz andocken. Diese Forderung wurde sehr kritisch gesehen, so verwies das BASE auf die bereits vorhandenen gesetzlichen Formate. Die BGZ sah sich zwar in der Lage auf Einzelbedürfnisse eines Standortes einzugehen, wird aber keine Öffentlichkeitsbeteiligung wie die des Standortauswahlverfahrens anbieten.

Auch das Nationale Begleitgremium (NBG) befasst sich mit der Thematik einer verlängerten Zwischenlagerung als unmittelbare Konsequenz aus der Dauer des Standortauswahlverfahrens. Im Rahmen der 66. Sitzung des NBG wurde bei der Veranstaltung „**Atommüll-Lagerung in Deutschland**“⁹ am 14. September 2022 über den aktuellen Stand des Zwischenlagerstandortes in Ahaus informiert. Der Fokus lag auf einer integrierten Betrachtung von Zwischenlagerung und Endlagerung. Im Dialog mit den verschiedenen Akteur*innen, wie z. B. aus der Politik, der Zivilgesellschaft und Vertreter*innen der BI „Kein Atommüll in Ahaus“ widmete sich das NBG der Frage bezüglich der Wahrnehmung der Zwischenlagerung. Die BGZ war für die fachliche Information über Stand der Dinge, die technischen Sicherheitsaspekte sowie dem Ausblick auf die verlängerte Zwischenlagerung vor Ort.

In Ahaus befindet sich ein zentrales Zwischenlager, welches die BGZ betreibt und aktuell neben ausgedienten Brennelementen aus Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren auch schwach- und mittelradioaktive Abfälle, die beim Rückbau der KKW angefallen sind, lagert¹⁰. Die Zwischenlagergenehmigung für die hochradioaktiven Abfälle ist auf 40 Jahre befristet und endet 2036. Auch die Genehmigung für die Lagerung der schwach- bis mittelradioaktiven Abfälle ist befristet und endet 2057. Zudem ist vorgesehen, dass weitere 30 leere Transport- und Lagerbehälter aus der Wiederaufarbeitung in La Hague bis zu deren Verschrottung in Ahaus gelagert werden sollen. Aus den Forschungsreaktoren in Garching, Berlin und Mainz sollen zukünftig ebenfalls in Ahaus Brennelemente zwischengelagert werden. Darüber hinaus besteht seit 2016 eine Genehmigung für die Zwischenlagerung der 152 Behälter mit Brennelementkugeln aus dem AVR Versuchsreaktor in Jülich. Der Betreiber hat aber noch nicht entschieden, ob die Behälter in Ahaus gelagert werden sollen (BASE 2023; Atommüllreport 2022a).

Die BGZ erläuterte bei der Veranstaltung, dass sich die trockene Zwischenlagerung für bestrahlte Brennelemente und hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in Transport- und Lagerbehältern bewährt hat. Es gebe eine Vielzahl an Forschungsprojekten, um die technischen Voraussetzungen für die Sicherheit der verlängerten Lagerung am Standort zu gewährleisten. Nachrüstungen wie die Härtung von Dächern erfolgen für einen besseren SEWD Schutz, sie sind kein Zeichen für die fehlende Sicherheit des Zwischenlagers. Alle Zwischenlagerdecken in Deutschland unabhängig vom Baukonzept sind sicher und erfüllen die Sicherheitsanforderungen des BASE, so die BGZ. Insgesamt wird darauf verwiesen, dass es sich um einen Mehrgenerationenprozess handele, welcher die sichere Zwischenlagerung zum Ziel hätte.

⁹ https://www.nationales-begleitgremium.de/SharedDocs/Termine/DE/NBG_Termine_Sitzungen/66-Sitzung-VA_Atommuell-Lagerung_14_9_2022.html

¹⁰ Zum Zwischenlager Ahaus siehe hier: <https://www.base.bund.de/DE/themen/ne/zwischenlager/standorte/ahaus.html;jsessionid=C2AAE4E8A5377A4D5D2B7C465B4A8CA7.internet011>

Konsens bestand in dem Punkt, dass von weiteren Transporten vor der Einlagerung in ein Endlager wie beispielsweise eine Verlagerung der hochradioaktiven Abfälle in ein zentrales Zwischenlager abzusehen ist. Besser sollte die aktuelle Situation der dezentralen Zwischenlagerung beibehalten werden. Vielmehr wurde die Frage aufgeworfen, ob diese Art der Lagerung als eine Dauerlösung nicht sogar besser geeignet wäre, da sie die Möglichkeit biete zu handeln. Dieser Vorteil wäre bei der vorgesehenen Einlagerung in ein Endlager dann nicht mehr gegeben.

Abschließend wurde hervorgehoben, dass die Bevölkerung auf die Verwaltung, Kommunalpolitik und die BI vertraue. Die Bürgerschaft vertraue darauf, dass ihre Belange gut vertreten und die richtigen und kritischen Fragen gestellt würden.

Kritische Fragen drehen sich hauptsächlich um die Bedenken, dass die Abfälle nicht abtransportiert werden könnten und das Zwischenlager zum Endlager werden könnte. Die Bürgerinitiative fordere die Wissenschaftler*innen aus Garching auf, die Verantwortung für die Abfälle aus den Forschungsreaktoren selbst zu tragen. Weiterführend wurde darauf hingewiesen, dass die aktuellen Genehmigungen auslaufen würden, bis ein geeignetes Endlager gefunden würde. Dies schließe eine grundsätzliche Überarbeitung der Zwischenlagerungskonzepte mit ein. Es ginge einzig und allein darum, Sicherheitskriterien offen zu legen und darauf aufbauend neue Konzepte zu erforschen.

Hauptsächlich wurde von der BI die partielle Härtung bemängelt. Bereits der Angriff von Drohnen wäre bei der dünnen Ausgestaltung der Deckenanlagen ein Problem. Drohnenangriffe würden jedoch bei den Sicherheitsprüfungen des TÜVs nicht berücksichtigt werden. In diesem Zusammenhang verwies die BI auch auf den Angriffskrieg Russlands in der Ukraine und den Einsatz neuer Waffentechnologien. Zudem wurden die fehlenden Reparaturmöglichkeiten bemängelt. Man fordere eine genauere Information über die Bewertung der Sicherheitsaspekte. Die Initiative schloss mit der Forderung, auch die Wortwahl zukünftig anzupassen und betonte, „man dürfe nicht von Verlängerungsanträgen sprechen, sondern von vollumfänglichen Neuansuchen für Neugenehmigungen, welche auf den heutigen Stand der Sicherheit und Technik angepasst seien“.

Klaus Brunsmeier, NBG-Mitglied aus Nordrhein-Westfalen (NRW) fasste abschließend zusammen, es sei eine gute Nachricht für NRW, dass der geplante Export von hochradioaktiven Abfällen aus Jülich in die USA so gut wie abgesagt wäre, ein Transport von Jülich nach Ahaus nur noch mitgeplant würde und der Bau eines neuen Zwischenlagers in Jülich ganz oben auf der Agenda der NRW-Landesregierung stünde. Die Verbringung des Atommülls aus dem Forschungsreaktor in Garching bei München nach Ahaus würde nun erst einmal rechtlich geprüft. Er betonte, dass sich das NBG zukünftig stärker mit der Zwischenlagerung befassen müsste. „Endlagerung und Zwischenlagerung hingen zusammen wie Ying und Yang“, resultierte er. Im Raum stehende „Zeitfenster von 40 oder 80 Jahren seien lange Zeiträume, die ein gutes Zusammenspiel von BGE und BGZ erfordern“. Die NBG sei jedoch zuversichtlich, dass insgesamt etwas zusammenwüchse.

Die teilnehmende Beobachtung der vorgenannten Veranstaltungen ergaben zahlreiche Positionen zur verlängerten Zwischenlagerung. In der nachfolgenden Tabelle werden die wichtigsten Argumente zusammengeführt. Ein wesentlicher Teil betraf die Sicherheit der Zwischenlagerung wie das Baukonzept oder der Schutz vor SEWD Einwirkungen. Diskutiert wurde u. a. auch über den Zeiträumen, über den eine Neugenehmigung erteilt werden sollte. In der Tabelle ist eine inhaltlich Clustierung erfolgt und eine Zuordnung zu der jeweiligen Akteursgruppe. Unterschieden wird in Politik, NGO, BASE, NBG und BGZ sowie nicht zuzuordnende Einzelpersonen.

Tabelle 3-1: Argumente zur verlängerten Zwischenlagerung – Erkenntnisse der teilnehmenden Beobachtung von Veranstaltungen 2021 - 2022

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.
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.
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
Störfälle / SEWD Schutz	
NGO	Durch den Ukraine-Krieg hat Schutz z. B. der Gebäude viel größere Relevanz (KKW werden als Geiseln genommen)
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.
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.

Akteur*innen	Argumente
NBG	Zeitfenster von 40 oder 80 Jahren erfordern ein gutes Zusammenspiel von BGZ und BGE
Ausgestaltung Genehmigungsprozess und Öffentlichkeitsbeteiligung	
NGO	Der unklare Zeitbedarf 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, sollen dann aber 40 Jahre abdecken.
Einzelperson	Öffentlichkeitsbeteiligung ist nicht die Verzögerung, sondern der Gewinn des Verfahrens
Einzelperson / BGZ / BASE	Ein Neugenehmigungsverfahren muss eine UVP umfassen.
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.
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.
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

Quelle: Eigene Darstellung

3.2 Erkenntnisse aus der Literatur

Zur Wahrnehmung von Zwischenlagern aber auch anderer kerntechnischer Anlagen durch Bürger*innen gab es in der Vergangenheit sowohl international als auch in Deutschland lediglich einzelne Untersuchungen.

Umfragen der Europäischen Kommission in den Mitgliedsländern zum Thema Entsorgung radioaktiver Abfälle wurden zuletzt in den Jahren 2008 „Einstellung zu radioaktiven Abfällen“ (European Commission 2008) und 2010 „Europäer und nukleare Sicherheit“ (European Commission 2010) in den Mitgliedsländern durchgeführt. Bereits in (European Commission 2008) stimmte eine deutliche Mehrheit von 93 % der Aussage zu „Eine Lösung für hoch-radioaktiven Abfall sollte jetzt entwickelt und nicht künftigen Generationen überlassen werden“ und das relativ homogen sowohl in Ländern mit als auch ohne Kernkraftwerken. Die Erhebung von 2010 (European Commission 2010), deren Fokus auf dem Thema Sicherheit von Kernkraftwerken lag, machte den Informationsbedarf beim Thema Entsorgung deutlich. Bei der Frage, zu welchen Aspekten ein weiterer Informationsbedarf besteht, wurde im europäischen Durchschnitt von 33 % und damit auf Platz 1 der Aspekt „der Umgang mit Atommüll und die Verfahren zur Überwachung der Umweltverträglichkeit“ genannt. Die

Eurobarometerumfrage leitet daraus als Ergebnis die „*wahrgenommene Bedrohlichkeit des Umgangs mit radioaktivem Abfall*“ (Seite 115 (European Commission 2010)) als Hauptargument für die Ablehnung der Kernenergie ab.

Nachfolgend werden einzelne Aspekte, die im Zusammenhang mit der Wahrnehmung von Zwischenlagern bzw. anderer kerntechnischer Anlagen stehen, vertieft dargestellt.

Lokale Wahrnehmung /Strukturwandel

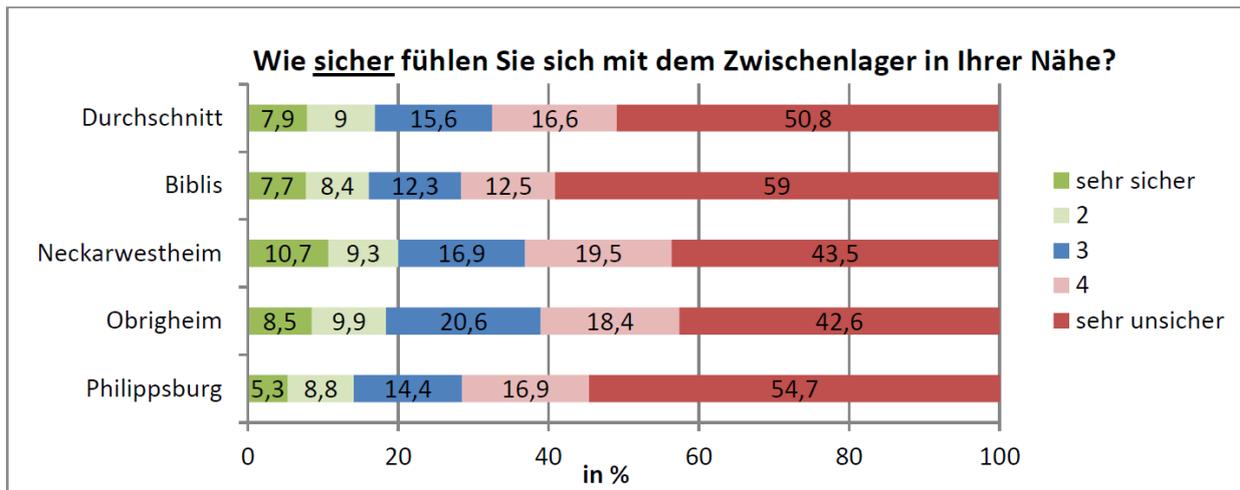
Die ökonomischen Wirkungen kerntechnischer Anlagen im Allgemeinen und von Zwischenlagern im Besonderen sowie deren Wahrnehmung durch die Betroffenen vor Ort werden in der Literatur bisher nur marginal beleuchtet (Internationale Atomenergie-Organisation 2008; Kramer 2019; Simon Philipp Kretz 2015). In dem Bericht der IAEA werden in Bezug auf den Rückbau und die Stilllegung kerntechnischer Anlagen besonders der Verlust von Arbeitsplätzen und Gewerbesteuererinnahmen hervorgehoben und der Bedarf eines mit der Region abgestimmten „Socioeconomic Development Plan (SEDP)“ (Internationale Atomenergie-Organisation 2008) gesehen.

In der Studie „Standorte mit kerntechnischen Anlagen im Rückbau und deren Zukunft aus der Perspektive der Bevölkerung“ (Simon Philipp Kretz 2015) werden in erster Linie die Auswirkungen des Kernkraftwerksrückbaus untersucht. Die in diesem Zusammenhang durchgeführten Befragungen umfassen auch die Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente an den Kernkraftwerksstandorten, die den Kernkraftwerksrückbau überdauern werden. Befragungen wurden an den Standorten Biblis, Neckarwestheim, Philippsburg und Obrigheim durchgeführt.

Die Studie zeigt, dass das Zwischenlager der großen Mehrheit der Befragten bekannt ist (Durchschnittswert 92,8 %). Allerdings wird auch in Obrigheim diese Aussage getroffen, obwohl am Standort kein Zwischenlager existiert. Der Autor geht davon aus, dass die Befragten von dem Genehmigungsantrag für ein Zwischenlager (trockene Zwischenlagerung) wussten, der zum Zeitpunkt der Befragung vorlag und/oder die Lagerung abgebrannter Brennelemente im Nasslager unter Zwischenlager verstanden haben.

Auf die Frage, wie sicher sich der/die Befragte mit dem Zwischenlager in der Nähe fühlen, antworteten an allen Standorten die überwiegende Mehrheit mit sehr unsicher und eher unsicher (siehe Abbildung 3-1). Die große Mehrheit der Befragten, nämlich 75 % sehen die radioaktiven Abfälle als großes Problem für die nachfolgenden Generationen an. Nur 5,9 % sehen das nicht so.

Abbildung 3-1: Sicherheitsgefühl in Bezug auf das Zwischenlager, Erhebung (Simon Philipp Kretz 2015)



Quelle: (Simon Philipp Kretz 2015)

Der Autor untersucht in seiner Arbeit auch die Neigung zum Wegzug aus einer der Gemeinden aus Gründen, die mit dem Rückbau oder der Zwischenlagerung in Zusammenhang stehen und stellt fest: „2,9 % der Personen geben das Zwischenlager als Umzugsgrund an.“ (Simon Philipp Kretz 2015). Als Ursachen identifiziert der Autor Angst vor dem Zwischenlager und die Sorge, dass das Zwischenlager zum Endlager werden könnte. Weitere 6,7 % sehen in dem Kernkraftwerk und dessen Rückbau Gründe für einen Umzug. Der mit Abstand größte Anteil (35,2 %) nennt aber den Arbeitsplatz als Grund für einen Umzug.

Kramer arbeitet in (Kramer 2019) auf Basis der Daten von Kretz heraus, dass sich kommunale Akteur*innen besonders große Sorgen um den Ruf ihrer Gemeinde machen. Dies ist besonders ausgeprägt bei den Befragten in Biblis und Philippsburg. Hier glauben 56 % (Biblis) bzw. 46 % (Philippsburg) der Befragten, der Ruf ihrer Gemeinde sei schlecht. In Obrigheim sind dies lediglich 13 % der Befragten. Die Autorin verweist für Obrigheim auf die positiven Faktoren des gut geplanten und weit fortgeschrittenen Rückbaus sowie das Fehlen eines Zwischenlagers und dass damit weniger die Sorge bestehe, dass ein Endlager am Standort entstehen könne.

Unmittelbaren Effekt auf die Gemeinden hat aber insbesondere der Rückbau des Kernkraftwerks, da damit umfangreiche Gewerbesteuererinnahmen weggefallen sind und mittelfristig Arbeitsplätze wegfallen werden. In (Kramer 2019) wird der anzustoßende Strukturwandel noch als unzureichend bewertet. Das Zwischenlager spielt diesbezüglich keine Rolle.

Räumlich großmaßstäbige und zeitlich langfristige Infrastrukturanlagen prägen nicht nur in ökonomischer Hinsicht eine Region, sondern auch die Wahrnehmung der Region durch die lokale Bevölkerung und durch die externe nicht direkt betroffene Bevölkerung. Die Wahrnehmung wirkt auch auf das Alltagshandeln und prägt die Einstellungen gegenüber kerntechnischen Anlagen (vgl. (Seidl et al. 2013)). Dieser Zusammenhang wird zunehmend in Bezug auf die Transformation von Energiesystemen untersucht, vor allem inwiefern die Identität und Wahrnehmung von Orten und deren infrastrukturelle Ausgestaltung und damit einhergehend der Landschaft sich verändert und auf die Planung und deren Akzeptabilität wirkt (Devine-Wright und Batel 2017; Akademie für Raumforschung

und Landesplanung - Leibniz-Forum für Raumwissenschaften 2011; Llewellyn et al. 2017). Zusammenfassend ist festzuhalten, dass eine Vielzahl an Faktoren zu betrachten sind, um die Wahrnehmung und Wirkungen von Zwischenlagern zu erfassen und deren Bedeutung zu analysieren. Neben ökonomischen Faktoren sind es also auch sozial-psychologische Wirkungen und Umweltwirkungen. In der Schweiz wurde mit der sozialökonomisch-ökologischen Wirkungsstudie (SÖW) an den möglichen Standorten des Schweizer Tiefenlagers eine umfassendere Analyse der sozial-ökonomischen Wirkungen durchgeführt. Da damit nicht alle Fragestellungen wie die Identifikation und Analyse der sozial-psychologischen Wirkungen erfasst wurden, wurden weitere Studien erstellt. Da es sich bei der SÖW sowie ergänzender Studien um die umfassendste Untersuchung im Zusammenhang mit nuklearen Anlagen handelt, werden in Kapitel 4.2 Methodik und Erkenntnisse vertieft vorgestellt.

Wahrnehmung von Sicherheitsaspekten

Beschreibungen zum Aufbau und Ausgestaltung von Zwischenlagern werden von den Betreibern z. B. auf ihren Websites¹¹ (EWN 2019) und der Genehmigungsbehörde BASE (BASE 2023) bereitgestellt. Sicherheitsanforderungen gehen aus dem Regelwerk hervor wie dem Atomgesetz (AtG 2020) oder den Leitlinien der Entsorgungskommission (ESK)¹². Zudem liegen internationale Anforderungen der Western European Nuclear Regulator Association (WENRA) oder der IAEA vor, die in nationales Recht überführt werden. Wie sich konkrete Sicherheitsaspekte auf die Wahrnehmung von Sicherheit der Zwischenlager auswirken, ist eher selten in der Literatur adressiert (Köhnke et al. 2017; Öko-Institut e. V. 2019; Becker 2020; GRS 2018). Dabei ist der sichere Betrieb der Zwischenlager die wichtigste Forderung aus der Öffentlichkeit aber auch das Anliegen aller Akteur*innen (GRS 2018).

In den letzten Jahren wurde die Debatte um die Sicherheit von Zwischenlagern insbesondere im Zusammenhang mit dem gerichtlichen Entzug der Betriebsgenehmigung des Zwischenlagers Brunsbüttel diskutiert. In der Folge wurde an weiteren Zwischenlagerstandorten rechtliche Mittel eingelegt wie am Standort Unterweser und am Standort Gundremmingen (s. dazu (GRS 2018)), die aber aus Sicht der Kläger keinen Erfolg hatten.

Forderungen zu Maßnahmen, die genügend Sicherheit erreichen, werden in der Öffentlichkeit sehr konkret formuliert (s. dazu auch Kapitel 3.1). Sie beinhalten auch in der Literatur eine komplette Neubewertung des gesamten Zwischenlagerkonzepts (Becker 2020). Relevante Themen dieser Sicherheitsdebatte sind kontinuierliche Nachrüstungen an bestehenden Zwischenlagern und ggf. die Prüfung des Bedarfs von Neubauten sowie Maßnahmen, die langfristige Sicherheit gewährleisten, wie professionelles Alterungsmanagement und die Gewährleistung der Transportierbarkeit der TLB (GRS 2018; Köhnke et al. 2017). Eine Forderung ist auch, den Bedarf von Anlagen für Reparatur und Untersuchungen des Inventars (z. B. heiße Zelle) zu prüfen (Becker 2020).

In (GRS 2018) wird dargelegt, dass die öffentliche Wahrnehmung eines sicheren Zwischenlagerbetriebs durch eine Gemengelage an Schwierigkeiten beeinflusst wird. Dazu gehören die fehlenden Genehmigungen wie für das AVR-Behälterlager Jülich, für das der Nachweis der Erdbebensicherheit nicht erbracht werden konnte und für das Zwischenlager in Brunsbüttel, dessen Genehmigung gerichtlich entzogen wurde. Ein Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente in Lubmin muss neu errichtet werden, weil erforderliche Nachrüstungen im Hinblick auf Sicherung nicht umsetzbar sind. Auch werden Nachrüstmaßnahmen zum Schutz vor Terrorangriffen („Härtung“), aber auch der

¹¹ BGZ informiert unter <https://bgz.de/sichere-zwischenlagerung/> und EWN unter <https://www.ewn-gmbh.de/aufgaben/zwischenlagerung>

¹² Die ESK aktualisiert ihre Leitlinien in regelmäßigen Abständen. Sie sind hier zu finden <https://www.entsorgungskommission.de/de/beratungsergebnisse>

Umgang mit den dazugehörigen Unterlagen (Geheimhaltung sicherungsrelevanter Informationen) als Sicherheitsdefizit ausgelegt (GRS 2018).

Zwischenlagerzeitraum

Bereits vor der Veröffentlichung der Zeitabschätzungen der BGE (BGE 11.11.2022) wurden deutlich längere Zwischenlagerdauern diskutiert als im Standortauswahlgesetz (StandAG 2017) und dem Nationalen Entsorgungsprogramm (BMUB 2015) vorgesehen waren. Beispielsweise verwies bereits 2015 die Entsorgungskommission (ESK) auf Zwischenlagerzeiträume von 65 bis 100 Jahren (ESK 2015).

In (GRS 2018) wird dargelegt, dass vielfach die Forderung nach einem belastbaren Zeitplan für die Standortauswahl und Folgeschritte erhoben wird. Die von der BGE nun aktuell ermittelten Spannweiten machen deutlich, dass ein Zeitplan zum jetzigen Zeitpunkt noch mit großen Unsicherheiten belegt ist (BASE 14.11.2022). Damit bleibt auch der Zeitraum einer längerfristigen Zwischenlagerung nach wie vor im Ungefähren. Vorschläge, für welchen Zeitraum eine Neugenehmigung für Zwischenlager erteilt werden sollte, gibt es bisher keine (Öko-Institut e. V. 2019).

Auf Dauer kann es zu widerstreitenden Interessen zwischen der Seite der Zwischenlagerstandorte, für die die Zwischenlagerdauer so kurz wie möglich sein sollte und der Seite der potenziellen Endlagerregionen kommen, für die gründliche und umfassende Untersuchungen maßgeblich sein werden (Öko-Institut e. V. 2019; Budelmann et al. 2017). Das Sicherheitsbedürfnis beider Seiten ist zu adressieren (Budelmann et al. 2017; Ott 2022). Endlagerstandortregionen sind noch nicht benannt, aber die Zwischenlagerstandorte positionieren sich bereits, beispielsweise die Kommunen über ihre Arbeitsgemeinschaft der Standortgemeinden mit kerntechnischen Anlagen in Deutschland (ASKETA 2021).

Im Positionspapier der Atommüllkonferenz (2018) machen über 70 Bürgerinitiativen an Zwischenlagerstandorten deutlich, dass es ihnen vor dem Hintergrund, dass ein Endlagerstandort nicht bis zum Ablauf der Genehmigungen der aktuellen Zwischenlager ausgewählt bzw. errichtet sein wird, um die Sicherheit und um langfristige Konzepte der Zwischenlagerung geht. Die zeitliche Lücke zwischen Einlagerung in ein tiefengeologisches Lager und dem Ende der Genehmigungen der Zwischenlager sei zu lang, als dass diese „leicht überbrückt werden könnte“ (S. 2 (Atommüllkonferenz 2018)).

Zur Dauer einer zukünftigen Genehmigung macht das Positionspapier keinen Vorschlag. Aus ihrer Sicht sollten Sicherheitsnachweise für Neugenehmigungen einen Zeitraum von 100 Jahren umfassen (Atommüllkonferenz 2018).

Aspekte hinsichtlich einer Nachfolgenehmigung

Genehmigungsverfahren beispielsweise zur Änderung der bestehenden Genehmigung finden auch aktuell ständig statt (BASE 2023). Ein Großteil dieser Genehmigungen werden allerdings ohne formale Öffentlichkeitsbeteiligung durchgeführt. Als Beispiel ist hier die Neuverteilung der hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung zu nennen, gegen die die betroffenen Gemeinden allerdings protestieren (Klaus 2021; Becker 2020). Eine umfassende Neugenehmigung einschließlich Umweltverträglichkeitsprüfung mit der entsprechenden formalen Öffentlichkeitsbeteiligung wird für den längeren Betrieb der Zwischenlager gefordert (GRS 2018). Dabei ist zu berücksichtigen, dass die Erfahrungen aus vergangenen Beteiligungsprozessen sich auf die Akzeptanz eines zukünftigen Verfahrens auswirken wird (Neles 2019).

Die partizipative Erarbeitung eines zukünftigen Zwischenlagerkonzeptes vor dem Genehmigungsverfahren wird in der Stellungnahme von Hans Hagedorn und Hartmut Gaßner (2017) vorgeschlagen. Sie können als Lernort für das Trainieren eines offenen und fairen Dialogs dienen und verloren gegangenes Vertrauen neu aufbauen. Aufgegriffen wird dieser Gedanke durch den BUND als Forderung für das Genehmigungsverfahren des Zwischenlagerneubaus ESTRAL in Lubmin (BUND 2022).

In ihrem Positionspapier formuliert die Atommüllkonferenz konkrete Forderungen hinsichtlich einer zukünftigen Öffentlichkeitsbeteiligung (Atommüllkonferenz 2018). Sie beinhalten Dialogprozesse an jedem Standort aber auch auf einer übergeordneten Ebene. Von dem Bedarf eines „Dialogs auf Augenhöhe“ sprechen sowohl die Atommüllkonferenz als auch die BGZ, wobei nicht bewertet werden kann, inwieweit hier ein gemeinsames Verständnis besteht (Öko-Institut e. V. 2019).

Den Wunsch nach Beteiligung erhebt auch die ASKETA mit ihrer Forderung nach einem Sitz im Nationalen Begleitgremium (ASKETA 2021). Zuletzt wurde diese Forderung eher kritisch gesehen (Öko-Institut e. V. 2019).

Eine frühe Öffentlichkeitsbeteiligung vor dem Genehmigungsverfahren nach § 6 des Atomgesetzes ermöglicht das Verwaltungsverfahrensgesetz (VwVfG) nach § 25. Durchgeführt wird sie durch den Antragstellenden. Ein Beispiel dafür ist das Verfahren des Entsorgungswerks für Nuklearanlagen (EWN), das von 2017 bis 2019 im Vorfeld des Genehmigungsverfahren für den Neubau des Zwischenlagers ESTRAL für abgebrannte Brennelemente (EWN 2019) durchgeführt wurde. Der Schwerpunkt lag dabei auf der direkten Ansprache der betroffenen Bürger*innen sowie der Information der Mandatsträger*innen auf kommunaler, regionaler und Landesebene. Eingerichtet wurde auch ein kommunaler Arbeitskreis (EWN 2019). An dieses Verfahren schloss sich das Genehmigungsverfahren an, in dem die Genehmigungsbehörde für das Teilnahmeverfahren verantwortlich ist (Öko-Institut e. V. 2019). Derzeit ist die formale Öffentlichkeitsbeteiligung sehr weit fortgeschritten, so wurde der Erörterungstermin im November 2022 durchgeführt.

Die Analyse des Forum on Stakeholder Confidence (FSC) verschiedener Länder hebt hervor, insbesondere auch regionale Akteur*innen in die Öffentlichkeitsbeteiligung einzubeziehen (NEA 2021). Zudem werden spezifische Gruppen wie Frauen, junge Menschen, indigene Gemeinschaften oder Migrant*innen nur unzureichend adressiert. In aller Regel bieten die verschiedenen Staaten Dialogformate im Rahmen ihrer Öffentlichkeitsbeteiligung an. Nur einige wenige Länder haben Formate in denen eine Koproduktion von Wissen von Expert*innen und Öffentlichkeit erfolgt und damit das Erfahrungswissen der Öffentlichkeit einbeziehen (NEA 2021).

Standorte

Die Konsolidierung von Zwischenlagerstandorten auf einige wenige (ESK 2015) oder auf ein zentrales Eingangslager am Endlagerstandort, wie im Nationalen Entsorgungsprogramm (BMUB 2015) dargelegt, wird insbesondere von den Bürgerinitiativen nicht unterstützt (Öko-Institut e. V. 2019). Das Positionspapier „Zwischenlagerung hoch radioaktiver Abfälle“ der Atommüllkonferenz (Atommüllkonferenz 2018), das von über 70 Anti-Atom-Initiativen und Umweltverbänden gezeichnet wird, lehnt ein zentrales Zwischenlager ab. Als Kernargument wird angeführt, dass dies eine Vorfestlegung sei, durch die ein ergebnisoffenes Genehmigungsverfahren eines Endlagerstandortes beeinträchtigt werden könne. Zudem seien zusätzliche Transporte und die damit verbundenen Risiken in jedem Fall zu vermeiden. Dem vorausgegangen war ein mehrjähriger Diskussionsprozess, wie im Vorhaben von 2018 analysiert wurde (GRS 2018). Die Standortsuche für ein zentrales oder einiger

regionaler Zwischenlager könnte schwierig und langwierig sein mit unabsehbarem Konfliktpotential (Ott 2022).

4 Fallbeispiel Sachplanverfahren geologische Tiefenlager Schweiz: Untersuchungen in den Standortregionen zu den Themenfeldern Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt

Das Sachplanverfahren geologische Tiefenlager der Schweiz engt in drei Etappen auf den Tiefenlagerstandort ein und wird mit einer so genannten Rahmenbewilligung abgeschlossen. Untersuchungen zu den Themenfeldern Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt wurden ab Etappe 2 (2011 bis 2018) durchgeführt. Sie umfassten die sechs Standorte, die als Ergebnis der Etappe 1 ausgewählt wurden. Ergebnis der Etappe 2 war dann eine Eingrenzung auf die drei Standorte Jura Ost, Zürich Nordost und Nördlich Lägern. In Etappe 3 (ab 2018 bis voraussichtlich 2029) wurden für diese Standorte weitere Untersuchungen durchgeführt. Im September 2022 wurde der Standort Nördlich Lägern als Standort für ein kombiniertes geologisches Tiefenlager vom Vorhabensträger Nagra vorgeschlagen. Die Verpackungsanlagen für die radioaktiven Abfälle sollen aber am Zwischenlagerstandort Zwiilag in Würenlingen errichtet werden, das in der Standortregion Jura Ost liegt.

Für die Analyse der Schweizer Untersuchungen zu Themen der Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt hinsichtlich einer Übertragbarkeit auf das Vorhaben Zwischenlager und Region ist zu berücksichtigen, dass die durchgeführten Studien auf einen zukünftigen Nuklearstandort ausgerichtet sind. Bis jetzt befinden sich an den Standorten noch keine nuklearen Anlagen mit Ausnahme des Standortes Jura Ost, an dem sich in der Region neben Forschungseinrichtungen auch das Zwiilag befindet, das zur Zwischenlagerung von etwa 75 % der hochradioaktiven Abfälle der Schweiz ausgelegt ist. Im Vorhaben Zwischenlager und Region werden dagegen Standorte betrachtet, an denen sich bereits Nuklearanlagen – also das Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle sowie ggf. weitere kerntechnische Anlagen wie ein Kernkraftwerk oder weitere Zwischenlager – befinden. Da sich auch hier die Regionen verändern, insbesondere durch den Rückbau des Kernkraftwerks, sind die Herangehensweisen und die Ergebnisse der Schweiz von Interesse.

Im Kapitel 4.1 werden zunächst die Studien und Methoden vorgestellt, die durchgeführt wurden bzw. geplant sind. In Kapitel 4.2 werden zu den Themen Ergebnisse zusammengefasst, die für das Vorhaben Zwischenlager und Region von Interesse sind.

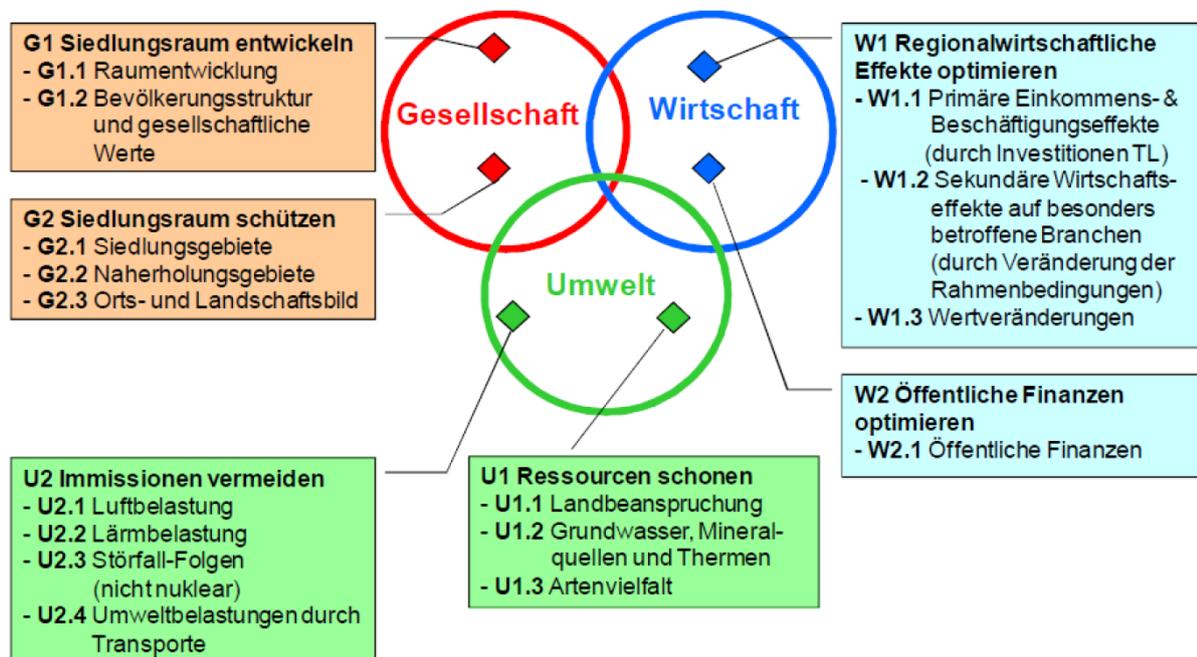
4.1 Studien und Methoden

Das Schweizer Bundesamt für Energie (BFE) hat mit dem Ziel, negative Auswirkungen geologischer Tiefenlager für radioaktive Abfälle auf Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt „früh und objektiv“ zu identifizieren und positive Auswirkungen als Chancen zu nutzen, seit 2011 in den potenziellen Standortregionen sozioökonomisch-ökologische Wirkungsstudien (SÖW) durchführen lassen.

Bei den SÖW handelt es sich um Expertenstudien, die Datenanalysen, Fachgrundlagen, weitere Literatur und die Ergebnisse aus zahlreichen Interviews mit Experten berücksichtigt. Das Studiendesign wurde bereits in Etappe 1 des Schweizer Sachplanverfahrens durch das BFE in Zusammenarbeit mit den Standortkantonen und dem benachbarten Deutschland entwickelt. Durchführung und Bewertung erfolgten durch das BFE, das die Ergebnisse der in Etappe 2 durchgeführten Wirkungsstudien 2014 veröffentlichte (BFE 2014b; 2014a). Darüber hinaus wurden knappe Faktenblätter für jede Standortregion erstellt. Die SÖW ist damit nach derzeitigem Stand abgeschlossen.

Die Methodik der SÖW umfasst ein Ziel- und Indikatorensystem mit über 40 Indikatoren (Messgrößen), die den drei Wirkungsbereichen Wirtschaft, Umwelt und Gesellschaft zugeordnet sind. Jeder Indikator wird mit Punkten bewertet, anschließend gewichtet und zu insgesamt sechs Oberzielen aggregiert (BFE 2014b), die jeweils mit ein bis vier Teilzielen unterfüttert sind (ARE 2010). In Abbildung 4-1 sind die Ober- und Teilziele der drei Wirkungsbereiche zusammengestellt¹³.

Abbildung 4-1: Zielsystem der sozialökologisch-ökonomischen Wirkungsstudie, hier Oberziele und Teilziele



Quelle: (BFE 2014b)

Gemäß der Unterlage zur Raumplanerischen Beurteilungsmethodik (Bundesamt für Raumentwicklung (ARE) 2010) erfolgte die Aggregation der Ergebnisse in Form einer Kombination aus Nutzwertanalyse und Vergleichswertanalyse. Zu beachten ist, dass die Indikatoren unterschiedlichen Wirkungssperimetern zugeordnet sind. Das heißt, bei den die Wirtschaft betreffenden Indikatoren wird die gesamte Standortregion, wie in Etappe 2 definiert, betrachtet. Bei den Indikatoren zu Umwelt und Gesellschaft werden lediglich die Areale betrachtet, an denen sich Oberflächenanlagen oder sonstige Erschließungsinfrastruktur befinden, also ein deutlich kleinräumigerer Bereich. Neben der räumlichen Zuordnung erfolgt auch eine zeitliche Zuordnung, und zwar nach den Hauptaktivitäten Bau, Betrieb und Verschluss der Tiefenlager über einen Zeitraum von etwa 100 Jahren.

Begleitet wurde die SÖW in den Standortregionen durch Fachgruppen der jeweiligen Regionalkonferenzen. Da aus Sicht dieser Fachgruppen in der SÖW nicht alle Themen adressiert bzw. im Detail adressiert wurden, konnten sie Zusatzfragen¹⁴ zu den unterrepräsentierten Themen stellen. Diese

¹³ Eine ausführliche Darstellung einschließlich der Kriterien und Indikatoren findet sich in Abb. 25 des Schlussberichts der SÖW (BFE (2014b)).

¹⁴ Zusatzfragen und Synthese der Antworten siehe hier (Zip Datei): <https://www.bfe.admin.ch/bfe/de/home/versorgung/kernenergie/radioaktive-abfaelle/publikationen/weitere-publikationen.export.html/aHR0cHM6Ly9wdWJkYi5iZmUuYWWRtaW4uY2gvZGUvcHVib-GljYX/Rpb24vZG93bmxvYWQvNzc5Nw==.html>

wurden parallel bearbeitet und der größte Teil der Ergebnisse 2015 in Studien vorgelegt. So wurden von der Standortregion Nördlich Lägern Zusatzfragen zu Gesundheitswirtschaft, Nachbarschaftseffekte und kumulierte Belastungen gestellt, die qualitativ auf Basis von Fokusgruppen und Interviews sowie quantitativen Umfragen (Onlinebefragungen) analysiert wurden (Streule Consulting, Stiftung Risiko Dialog, Klaus Oegerli 2015). Einige der Fragen sind noch nicht abschließend beantwortbar.

Aus den Ergebnissen der SÖW und den Zusatzfragen wurde vom BFE für jede Standortregion ein Synthesebericht erstellt, der durch die Fachgruppen kommentiert wurde. Die entsprechend ergänzten Fassungen wurden 2021 veröffentlicht (BFE 2021c; 2021a; 2021b).

Fragen zum Image einer Region oder zu möglichen Konflikten bzw. dem gesellschaftlichen Zusammenhalt durch das Tiefenlager wurden in der SÖW „bewusst“ nicht betrachtet, so das BFE. Dies hat der Ausschuss der Kantone zum Anlass genommen, zu diesen Fragen eine eigene Studie durchzuführen, die so genannte Gesellschaftsstudie (GES). Sie soll die SÖW ergänzen (siehe Abbildung 4-2). Für die Studie sollten in zwei Wellen quantitative, repräsentative Bevölkerungsbefragungen durchgeführt werden (Rütter et al. 2018a). In der begleitenden Forschung wurden im Zeitraum 2015 bis 2018 Presseanalysen, teilnehmende Beobachtungen u. a. der Vollversammlungen der Regionalkonferenzen und qualitative Interviews durchgeführt. Ziel war die qualitative Analyse von Betroffenheitsdynamiken in der jeweiligen Standortregion zu ermitteln (Rütter et al. 2018b). Für die Standortregionen Jura Ost und Zürich Nordost liegen erste Ergebnisse seit 2016 vor (Rütter Soceco, IfD Allensbach, Link Institut 2016b; 2016a). In der später in Etappe 3 wieder aufgenommenen Standortregion Nördlich Lägern wurden 2018 Ergebnisse vorgestellt (Rütter Soceco, IfD Allensbach, Link Institut 2017).

Abbildung 4-2: Zusammenhang zwischen SÖW, Zusatzfragen zur SÖW und Gesellschaftsstudie der Schweiz

	SÖW	Zusatzfragen SÖW	Gesellschaftsstudie
Von wem?	Bund ¹	Standortregionen	Standortkantone
Worum geht es?	Mögliche wirtschaftliche, ökologische und gesellschaftliche Auswirkungen eines Tiefenlagers werden untersucht.	Die Standortregionen können weitere Fragen zu den wirtschaftlichen, ökologischen und gesellschaftlichen Auswirkungen abklären lassen	Mögliche Image-Effekte der Standortwahl für ein geologisches Tiefenlager werden untersucht.
Warum wird es gemacht?	Um die Standorte für eine Oberflächenanlage innerhalb einer Standortregion vergleichen zu können und als Grundlage im weiteren Verfahren.	Als Ergänzung zur SÖW aus regionsspezifischer Sicht und zum Wissensgewinn in den Regionen.	Als Ergänzung zur SÖW und um mögliche Massnahmen gegen erkannte Nachteile ergreifen zu können.
Wie sind Image und Gesellschaft einbezogen?	Image-Aspekte wurden bewusst ausgeklammert. Gesellschaft ist eine der drei untersuchten Dimensionen.	Zusatzfragen, die Image-Effekte betreffen, sollen in die Gesellschaftsstudie einfließen.	Image und Gesellschaft stehen im Zentrum der Studie.
Wie hängen die Ergebnisse zusammen	Alle Ergebnisse fliessen in die Entwicklungsstrategien der Standortregionen ein.		
	Um die Ergebnisse der drei Bereiche in einen Gesamtzusammenhang zu bringen, wird ein «Synthesebericht» erstellt.		

¹ Die Methodik wurde in Zusammenarbeit mit den Kantonen und Deutschland erstellt

Quelle: Syntheseberichte BFE (BFE 2021c; 2021a; 2021b)

Die Befragungen im Rahmen der Gesellschaftsstudie sollten ursprünglich nach einigen Jahren wiederholt werden¹⁵. 2021 wurde aber auf Empfehlung der AG Raumplanung, die den Bund (Schweiz) fachlich unterstützt, entschieden, dass nach der Standortentscheidung Befragungen im Rahmen des fortgesetzten Monitorings erfolgen sollen (BFE 2021d).

Die Zielsetzung der Studien SÖW, Zusatzfragen und Gesellschaftsstudie und das Verhältnis zueinander gibt die Abbildung 4-2 wieder. Darüber hinaus werden weitere Befragungen und Untersuchungen im Themenfeld Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt durchgeführt, die wichtigsten werden

¹⁵ Erläuterungen und Studien siehe hier: <https://www.zh.ch/de/umwelt-tiere/abfall-rohstoffe/radioaktive-abfalle-tiefenlager/ausschuss-der-kantone-sicherheit.html#-1595559217>

im Folgenden dargestellt. Eine Gesamtübersicht gibt Abbildung 4-3. Kurzbeschreibungen zu den einzelnen Untersuchungen enthält das Übersichts- und Steuerungsdokument des BFE (BFE 2021d).

Das Monitoring wurde durch das BFE ab Etappe 3 in den drei Standortregionen gestartet und dafür 2016 ein Konzept vorgelegt (Ecoplan 2016b). Mit dem Monitoring sollen in regelmäßigen Abständen Daten erhoben werden, anhand derer die Auswirkungen der Standortsuche und später des Tiefenlagers bewertet werden können. Die Datenbasis soll ermöglichen, Negativentwicklungen objektiv abzuleiten und Chancen für eine nachhaltige Entwicklung der Region zu erkennen und diese mittels Maßnahmen auszubauen.

Das Pilotmonitoring wurde 2018/2019 durchgeführt und ist in einem Pilotbericht dokumentiert (B,S,S und Infracosult 2019). Die Tätigkeiten der Hauptakteur*innen im Sachplanverfahren geologische Tiefenlager wurden erfasst, die Berichterstattung der Medien wurde analysiert und die Auswirkungen auf Wirtschaft und Gesellschaft untersucht. Jede dieser drei Ebenen wurde mit Indikatoren hinterlegt, die die Kriterien Relevanz, Messbarkeit und Qualität, Querschnittsvergleich sowie Verfügbarkeit erfüllen mussten. Beispielhaft sind die Indikatoren für die Ebene Wirtschaft und Gesellschaft in Tabelle 4-1 eingefügt. Als Datengrundlage für die Indikatoren a) bis f) dienten hier beispielsweise die Befragungen der Gesellschaftsstudie.

Die Autorinnen und Autoren des Pilotmonitoringberichts stellten die inhaltlichen Ergebnisse vor, bewerteten aber auch die Methodik und gaben Empfehlungen für zukünftige Monitorings ab (B,S,S und Infracosult 2019). Auch die Fachgruppen der Regionalkonferenzen der Standortregionen diskutierten das Pilotmonitoring. Ihre Erkenntnisse und Kritikpunkte sowie verabredete Änderungen sind in einem Abschlussbericht dokumentiert (BFE 2020). Beispielsweise ergab die Tätigkeitsanalyse wenig zusätzliche Hinweise über die quartalsweise vorliegenden Berichte der Hauptakteur*innen hinaus. Die Medienanalyse sollte zudem hinsichtlich Schlagwörter und Bewertung objektiver gestaltet und besser verfügbar gemacht werden. Das nächste Monitoring ist für 2023 geplant.

Tabelle 4-1: Pilotmonitoring: Indikatorenset für die Ebene „Auswirkungen auf Wirtschaft und Gesellschaft“

Oberziel	Ebene	Einzelziele	Kriterien / Indikatoren
Die Wohlfahrt der Bevölkerung erhalten oder steigern	Gesellschaftliche Ebene	Lebensqualität erhalten oder steigern	a) Lebensqualität
			b) Imageprofil / Selbstbild
			c) Wissensstand und persönliche Haltung der Bevölkerung zum Tiefenlager
			d) Soziale Spannungen / Konflikte
			e) Entstehung / Verstärkung von Ungleichheiten (selektive Wegzugsneigung)
			f) Verhältnis Deutschland-Schweiz
		Bevölkerung erhalten	g) Wohnbevölkerung
			h) Wanderungssaldo (Zu- & Wegzüge)
			j) Einkommen natürlicher Personen
	Attraktivität als Wohnraum erhalten	k) Immobilienpreise	
		l) Immobiliennachfrage	
		m) Bautätigkeit	
	Wirtschaftliche Ebene	Betriebe und Arbeitsplätze erhalten oder steigern	n) Beschäftigung
			o) Unternehmensneugründungen / Gewerbeanmeldungen
		Wertschöpfung erhalten oder steigern	p) Logiernächte
q) Lokale touristische Angebote			
r) Landwirtschaftsprodukte			
Steuersubstrat erhalten oder steigern		s) Steuereinnahmen / Steuersubstrat	
	t) Steuersätze der Gemeinden		

Quelle: (B,S,S und Infracosult 2019) in Anlehnung an (Ecoplan 2016b)

Seit 2012 wird alle zwei Jahre eine Befragung zur Einschätzung der Nähe von nuklearen Anlagen zur Wohnumgebung in den Standortregionen durchgeführt, das so genannte Immo-Barometer (Wüestpartner AG 2020). Untersucht wird die Wahrnehmung und Bewertung von Nuklearanlagen und weiteren Infrastrukturanlagen in der Wohnumgebung durch die Schweizer Bevölkerung. Zusätzlich wird untersucht, was sich in der Wahrnehmung verändert, wenn neue Infrastruktur entstehen würde (Wüestpartner AG 2020). Durchgeführt wurden repräsentative Befragungen in den Standortregionen zunächst per Telefon, in späteren Jahren als Online-Befragung mit inhaltlich gleichen Fragestellungen, um eine Vergleichbarkeit herzustellen und Veränderungen nachzuzeichnen. Die Befragung soll auch in das Monitoring mit einfließen.

Zudem sieht das BFE in Etappe 3 so genannte Vertiefte Untersuchungen in den Standortregionen zu verschiedenen Themen vor (Ecoplan 2016a). Damit sollen alle die Fragestellungen in Einzelstudien aufgefangen werden, die aus dem Fokus der Gesellschaftsstudie oder anderer Untersuchungen fallen. Eine übergeordnete Methodik, um beispielsweise Standortregionen zu vergleichen, ist nicht vorgesehen (BFE 2021d). Das Konzept VU (Ecoplan 2016a) hat bereits Themen vorgesehen,

die in Etappe 3 untersucht werden sollen. Dazu gehören beispielsweise die bereits durchgeführten Studien zu Beschaffungswesen und Regionalwirtschaft (Scherer et al. 2020) sowie Wohnstandort und Wirtschaft (Kuster und Isenring, M. 2018). Weitere Themen oder erforderliche Vertiefungen bzw. Erweiterung von Themen können dazu kommen.

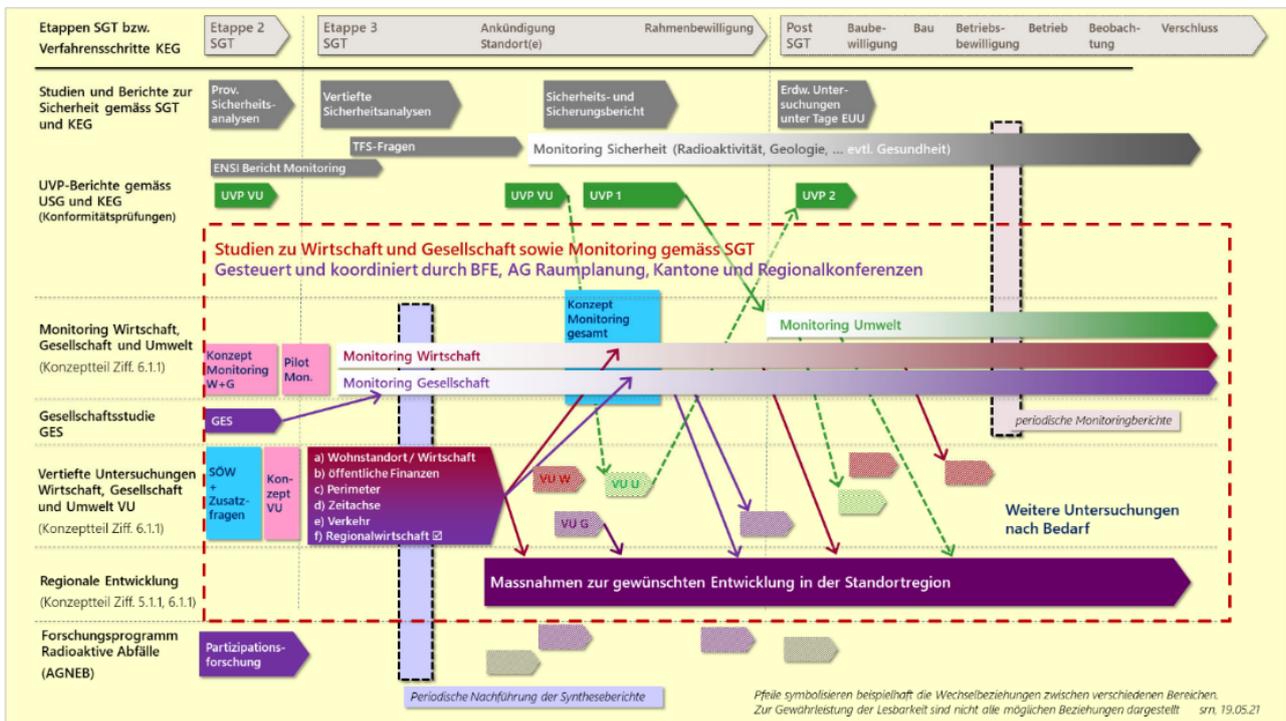
Ursprünglich sah der Sachplan geologische Tiefenlager (SGT) vor, dass die Standortregionen ab Etappe 2 des Sachplanverfahrens regionale Entwicklungsstrategien erarbeiten sollten (BFE 2011). Dies stellte sich aber aufgrund des langen Zeitraums bis zum Bau der Tiefenlager und der so entstehenden parallelen Bearbeitung von Fragestellungen durch die Regionalkonferenzen und den dafür zuständigen Behörden als nicht sinnvoll heraus. Alternativ wurde in Etappe 3 den Standortregionen ein Leitfaden (BFE 2017) an die Hand gegeben mit dem „Maßnahmen zur gewünschten Entwicklung“ erarbeitet werden sollen. Das Monitoring soll dann einen Abgleich mit den definierten Zielen ermöglichen, um ggf. Korrekturen einzuleiten bzw. die Zielerreichung zu bewerten.

In Syntheseberichten werden für die drei in Etappe 3 weiter untersuchten Standortregionen Jura Ost, Nördlich Lägern und Zürich Nordost die wichtigsten Aussagen insbesondere aus den SÖW und der Beantwortung der Zusatzfragen aber auch aus der Gesellschaftsstudie, den vertieften Untersuchungen, dem Monitoring und den Entwicklungsmaßnahmen der Region zusammengeführt. Die aktuellen Syntheseberichte von 2021 (Version 3) stellen den Stand nach einem Jahr Etappe 3 dar (BFE 2021c; 2021a; 2021b).

Die Untersuchungen werden fortgesetzt. Zuletzt erschienen die Ergebnisse des Immo-Barometers „Ein Tiefenlager in der Wohnumgebung? Einschätzungen der Schweizer Bevölkerung“ mit den Ergebnissen von 2022 (Wüest Partner 2023). Im Faktenblatt „Immobilienpreise im Kontext des geplanten Tiefenlagers Nördlich Lägern“ werden die Entwicklungen der Immobilienpreise am von der Nagra benannten Standort für das Tiefenlager (Kombilager) nachgezeichnet.

Insgesamt wurden und werden in der Schweiz eine Vielzahl an Untersuchungen und Studien im Themenfeld Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt durchgeführt. Die Arbeiten laufen teils parallel, teils in mehreren Wellen. Die wichtigsten wurden hier vorgestellt. Einen Überblick mit Stand 2021 gibt die Unterlage Übersichts- und Steuerungsinstrument (BFE 2021d). Die Abbildung 4-3 fasst diese noch einmal zusammen und macht die Vielschichtigkeit der Themen und Untersuchungen aber auch die Wechselwirkungen deutlich.

Abbildung 4-3: Gesamtübersicht zu den Studien und Untersuchungen zu Wirtschaft, Gesellschaft und Umwelt im Sachplanverfahren geologisches Tiefenlager und Folgeschritte (Stand 2021)



Quelle: (BFE 2021d)

4.2 Relevante Ergebnisse

Die Vielzahl der in der Schweiz durchgeführten Untersuchungen im Zusammenhang mit dem Sachplanverfahren geologische Tiefenlager aber auch der Fokus der Studien führen dazu, dass nur ein Teil im Rahmen dieses Vorhabens ausgewertet werden bzw. geeignet sind. Nachfolgend werden zu einzelnen Aspekten, die für das vorliegende Vorhaben aufgrund der Erkenntnisse aus der Literatur sowie der vorangegangenen Vorhaben besonders relevant erscheinen (s. dazu auch Kapitel 3), genauer betrachtet.

Wirtschaftliche Aspekte / Strukturwandel

Die in Etappe 3 durchgeführten Gesellschaftsstudien (Rütter Soceco, IfD Allensbach, Link Institut 2016b; 2016a; 2017) zeigen, dass die Bevölkerung die Lebensqualität an allen drei im Verfahren verbliebenen Standorten als überwiegend sehr gut einschätzt und das Image positiv bewertet. Zusammengefasst dargestellt werden diese Erkenntnisse im Bericht zum Pilotmonitoring (B,S,S und Infracosult 2019). Daten zu den sozioökonomischen Indikatoren werden im Bericht zum Pilotmonitoring aus statistischen Erhebungen der Schweiz bzw. dem angrenzenden Deutschland abgeleitet¹⁶. Danach ist in allen drei Regionen die Wohnbevölkerung im betrachteten Zeitraum (2010 bis 2016) gestiegen. Jura Ost ist die im Vergleich bevölkerungsreichste Region. Wanderungssaldi, d. h. das Verhältnis Zuzug zu Wegzug lagen in den Regionen in der Bandbreite von -0,1 % bis +0,9 %, dabei

¹⁶ Das sind die öffentlich verfügbaren Statistiken des Bundesamts für Statistik (BFS) der Schweiz und die Daten der Regionaldatenbank des Bundes und der Länder in Deutschland, abrufbar unter <https://www.regionalstatistik.de>

aber überwiegend im positiven Bereich (mehr Zuzug). Die Einkommensentwicklung der drei Regionen entsprach der der übrigen Schweiz. Die Auswertungen zur Beschäftigung in der Region ergaben etwa gleichbleibende Werte über den Betrachtungszeitraum. Das Pilotmonitoring (B,S,S und Infracosult 2019) stellt dar, dass der generelle Anstieg der Immobilienpreise in der Schweiz und im angrenzenden Deutschland auch in den drei Standortregionen vorlag.

Zum Einfluss von Nuklearanlagen auf Immobilienpreise wurde bereits 2011 eine Studie durchgeführt (ARE und Wüest und Partner 2011). Es zeigte sich, dass es im unmittelbaren Umfeld von Kernkraftwerken zu Abschlägen bei Immobilienpreisen im einstelligen Prozentbereich kommt. Dabei stellten die Autor*innen fest, dass die Sichtbarkeit z. B. des Kühlturms zu größeren Abschlägen führt. Nicht feststellen konnten die Autor*innen, welchen Einfluss ein Tiefenlager auf die Immobilienpreise haben könnte. Sie gehen aber davon aus, dass auch hier die Sichtbarkeit von Anlagen relevant sein könnte. Da zusätzlich beispielsweise Faktoren wie das Image einer Region ebenso Immobilienpreise beeinflussen können, werden diese einem Monitoring unterzogen. Das Faktenblatt Immobilienpreise (BFE 2022) stellt die Erkenntnisse für die Region Nördlich Lägern unmittelbar nach dessen Benennung als Tiefenlagerstandort zusammen. Als grundlegend für das Image wird die Akzeptanz des Verfahrens bzw. des Tiefenlagers selbst gesehen. Die Mehrheit der Region steht dem Vorhaben zwar ablehnend gegenüber, insgesamt ist aber die Akzeptanz gestiegen. Die Immobilienpreise der Region Nördlich Lägern sind im Betrachtungszeitraum 2010 bis 2020, also etwa während die Arbeiten zu Etappe 2 erfolgten, um teilweise bis zu 50 % gestiegen (BFE 2022).

Wahrnehmung von Sicherheitsaspekten / Umweltauswirkungen

Die subjektive Wahrnehmung kerntechnischer Anlagen wird im ImmoBarometer (Wüest Partner 2023) im Vergleich zu anderen Infrastrukturanlagen wie z. B. Flughafen, Hochspannungsleitung etc. erfasst. Generell ist die Anzahl der Personen klein, denen die Nähe einer kerntechnischen Anlage bewusst ist. Von diesen werden sowohl das Zwischenlager als auch Kernkraftwerke mehrheitlich als negativ in der Wohnumgebung wahrgenommen und als unbeliebteste Infrastrukturanlage bewertet (Wüest Partner 2023). Sicherheitsaspekte wurden in diesen Studien nicht abgefragt.

Gemäß Sachplanverfahren geologische Tiefenlager (BFE 2008 (Rev. 2011)) erfolgt in Etappe 2 eine so genannte provisorische Sicherheitsanalyse für die einzelnen Standorte. Im Rahmenbewilligungsverfahren mit dessen Abschluss Etappe 3 endet, erfolgt eine Sicherheitsanalyse, die in den Bau- und Betriebsbewilligungsverfahren gemäß den regulatorischen Anforderungen der Schweiz weiter konkretisiert wird. So erfolgt erst dann eine detaillierte Störfallanalyse. Beispielsweise die Regionalkonferenz Nördlich Lägern sieht dies kritisch und wünscht eine frühere Betrachtung (BFE 2021b).

Der Synthesebericht zur Standortregion Nördlich Lägern, der die verschiedenen Studien sowie die Stellungnahme der Regionalkonferenz standortspezifisch zusammenführt, zeigt auf (BFE 2021b), dass das Argument der Sicherheit sowohl für Gegner als auch Befürworter eines Tiefenlagers das wichtigste Argument ist. Befürworter würden das Tiefenlager akzeptieren, wenn sich die eigene Region „als die vergleichsweise sicherste erweist“ (BFE 2021b). Gegner haben vor allem Sorgen vor Unfällen, der Gefährdung der eigenen Gesundheit bzw. die der folgenden Generationen (BFE 2021b). Konkrete Abwanderungsbewegungen aufgrund des Tiefenlagers werden aber nicht festgestellt (BFE 2021b).

Die Regionalkonferenzen der Standortregionen werden hinsichtlich der Bewertung und Platzierung der Oberflächenanlagen in der Standortregion beteiligt. In diesem Zusammenhang befassen sie sich auch mit Sicherheitsthemen und haben dazu eigene Fachgruppen gegründet (Fachgruppe Sicherheit), die ergänzend zur Vollversammlung ihre Stellungnahme abgeben (Vollversammlung 2021;

Regionalkonferenz Nördlich Lägern und Fachgruppe Sicherheit 2020). Die Fachgruppe Sicherheit des von der Nagra vorgeschlagenen Standortes Nördlich Lägern thematisiert vor allem Störfälle und Ereignisse hinsichtlich der Bedeutung für die Varianten der Platzierung der Oberflächenanlagen wie beispielsweise der Verlauf einer Gasleitung, den Überflugrouten oder Naturereignisse wie die Gefahr eines Waldbrandes.

Intensiv wurde am Standort der Grundwasserschutz diskutiert, da die Oberflächenanlagen bei der einen Variante unmittelbar auf einem Grundwasserstrom und bei der anderen Varianten neben dem Grundwasserstrom vorgesehen waren. So wird im Synthesebericht festgestellt, dass die Aussagen der Nagra zum Grundwasserschutz nicht ausreichend sind (BFE 2021b).

Das größte Risiko wurde dennoch in einem Flugzeugabsturz gesehen. Keinen Unterschied sah die Fachgruppe Sicherheit darin, ob die radioaktiven Abfälle mit der Bahn oder auf der Straße transportiert werden. Begründet wird dies mit dem relativ kurzen Transportweg vom Zwischenlager zum Tiefenlagerstandort von 20 km.

Zeitplanung

Das Sachplanverfahren geologische Tiefenlager startete 2008 (BFE 2008 (Rev. 2011)). Der Abschluss, d. h. die Entscheidung des Bundesrats über die Rahmenbewilligung, sollte ursprünglich zwischen 2016 und 2018 erfolgen. Allerdings wurde der Zeitplan nie als verbindlich klassifiziert (BFE 2008 (Rev. 2011)).

Bei der Umsetzung des Sachplanverfahrens kam es zu deutlichen Verschiebungen. 2018 wurde erst Etappe 2 abgeschlossen. Die Gründe waren zu sehen „*in der Komplexität und im Pioniercharakter des Verfahrens sowie in der aufwändigen Zusammenarbeit mit den Kantonen und den Regionalkonferenzen*“ (BFE 2018a). Nach einer Evaluation (BFE 2018a) wurde der Zeitplan neu aufgestellt. Der Abschluss des Verfahrens wird nun 2029 angestrebt.

Gefordert wurde bereits bei der Anhörung des Entsorgungsprogramms im Jahr 2008 eine zeitgerechte Realisierung des Sachplanverfahrens aber auch genügend Zeit für die Umsetzung der Aufgaben in Etappe 2 und 3 (AG SiKa - KES 2012). Bereits da waren Zeitangaben als zu optimistisch bewertet worden. Die mit Ende der Etappe 2 neu festgelegte zeitliche Verschiebung hatte dagegen keine kritische Diskussion zur Folge.

Beteiligungsaspekte

Mit dem Sachplanverfahren geologische Tiefenlager ist auch ein umfassender Beteiligungsprozess installiert worden, der insbesondere durch die Regionalkonferenzen in den Standortregionen getragen wird. Sie wurden in Etappe 2 und 3 an der Platzierung der Oberflächenanlagen der geologischen Tiefenlager beteiligt und haben dazu Stellungnahmen abgegeben. Der Vorhabenträger Nagra hat diese Stellungnahmen bei seinem Standortvorschlag berücksichtigt. Die Regionalkonferenzen diskutieren auch über Maßnahmen zur Entwicklung der Region. Ein wichtiger zukünftiger Aspekt wird zudem die Aushandlung über Abgeltungen sein.

Eine Untersuchung der Universität Bern von 2016 (IPW 2016) evaluierte die regionale Partizipation in den sechs Standortregionen zur Zeit der Etappe 2. Die Evaluation erfolgte bei den Mitgliedern der Regionalkonferenzen und deren Leitungen. Nach deren Ergebnissen wurde der Beteiligungsprozess als eher fair und transparent wahrgenommen. Ebenso positiv wurde das gemeinsame Festlegen von Verfahrensregeln, die Verhandlungsbereitschaft und der gegenseitige Respekt bewertet. Negativ waren dagegen der fehlende Ausgleich von Sachkompetenz, die in den Partizipationsformaten

unterrepräsentierten Gruppen von Frauen, Jugendlichen und Menschen mit Migrationshintergrund und die geringe Teilnahmebereitschaft bei öffentlichen Veranstaltungen (IPW 2016). Das Bundesamt für Energie (BFE) griff die gemachten Empfehlungen für die regionale Partizipation in Etappe 3 auf (BFE 2018b).

Das Pilotmonitoring (B,S,S und Infracosult 2019) fasst u. a. die Gesellschaftsstudien zusammen und stellt dar, dass jeweils etwa die Hälfte der Bevölkerung Zweifel an der Fairness und Objektivität des Sachplanverfahrens haben und befürchten, dass Ihre Interessen nicht genug berücksichtigt werden. Dabei sind die Unterschiede zwischen den drei Standortregionen der Etappe 3 gering. Diese Erkenntnisse basieren allerdings nur auf einer Befragungswelle einer Stichprobe und können deshalb nur eine Momentaufnahme sein (B,S,S und Infracosult 2019). Das Monitoring soll 2023 wiederholt werden.

5 Einflussfaktoren und Wirkungen – Erkenntnisse aus den leitfadengestützten qualitativen Interviews

Im Kapitel 5.1 wird die Methodik und die Durchführung der leitfadengestützten qualitativen Interviews vorgestellt. In Kapitel 5.2 werden die Ergebnisse der Interviews zusammengefasst vorgestellt.

5.1 Methodik

Um die Einflussfaktoren und Wirkungen von Zwischenlagern für abgebrannte Brennelemente für eine Region zu analysieren, wurden im Vorhaben leitfadengestützte qualitative Interviews mit Akteur*innen an zwei Zwischenlagerstandorten geführt. Ausgewählt wurden zwei Zwischenlagerstandorte, die die beiden vorrangigen baulichen Konzepte von Zwischenlagern in Deutschland abbilden¹⁷. Weiteres Kriterium für die Auswahl der beiden Standorte war, dass es Zwischenlager an Kernkraftwerkstandorten (dezentrale Zwischenlager) mit bereits stillgelegten Reaktoren sein sollten. Die Stilllegung des Kernkraftwerks bzw. der Kernkraftwerksblöcke markieren einen Strukturwandel in der Region, der in den Interviews adressiert wurde. Gleichzeitig bleibt das Zwischenlager bestehen und beeinflusst die Entwicklung des Standortes und der Region.

Unter Berücksichtigung der genannten Kriterien wurden Brokdorf als Standort im Norden, welcher das STEAG Konzept repräsentiert, und Gundremmingen als Standort im Süden mit einem Zwischenlagertyp nach WTI-Konzept gewählt. Für beide Standorte wurde jeweils eine geografische Kurzcharakterisierung erstellt (s. Anhang), mit dem Ziel, die Bedeutung der Kernkraft für die Wirtschaft in der Region zu bewerten. Die Kurzcharakterisierungen umfassen jeweils allgemeine demografische Angaben über die Bevölkerung, wie Besiedlungsdichte, Zu- und Abwanderungen, wirtschaftliche Faktoren wie Flächennutzungen und bedeutende Wirtschaftszweige sowie die Zukunftschancen der jeweiligen Regionen. Sie enthalten auch Aussagen über die lokale Bedeutung der Kernenergie. Die Kurzcharakterisierungen sind als Anhang diesem Bericht beigelegt.

Aufbauend auf den Kurzcharakterisierungen wurden für die beiden Standorte Akteursanalysen durchgeführt mit dem, Ziel relevante Interviewpartner*innen zu finden. Im Fokus dieser Analyse standen Akteur*innen aus den Bereichen der (Kommunal)Politik, der Wirtschaft und der kritischen Öffentlichkeit wie beispielsweise Umweltschutzverbände (Tabelle 5-1). Der Schwerpunkt lag dabei

¹⁷ Erläuterungen zu den Baukonzepten der Zwischenlager finden sich beispielsweise hier https://www.base.bund.de/DE/themen/ne/zwischenlager/bauweise_zwl/bauweise-zwl_node.html (abgerufen 24.1.2023)

auf der Ebene der Kommunen und Landkreise. Interviewt wurden für den Bereich Politik beispielweise sowohl Akteur*innen auf Kommunal- und Kreistageebene.

Alle ausgewählten Vertreter*innen wurden per E-Mail kontaktiert. Damit verbunden war eine Bereitstellung von Hintergrundinformationen und die Vorstellung des Datenschutzkonzeptes. Durchgeführt wurden die Interviews ausschließlich mit Microsoft Teams. Die Gespräche dauerten etwa 60 Minuten und wurden jeweils von zwei Mitarbeitenden des Öko-Institutes geführt.

Tabelle 5-1: Übersicht der interviewten Akteur*innen aus den verschiedenen Bereichen

Bereiche	Vertreter*innen aus	Quellen
Politik	Kommunal- und Kreistageebene	Nord 1, Süd 2, Süd 4, Süd 6, Süd 7
Wirtschaft und Regionalplanung	Verbände, Regionalplanung, Betriebe	Nord 2, Nord 3, Süd 3
Kritische Öffentlichkeit	NGOs, Bürgerinitiativen, Vereine, Orts- und Kreisverbände, Personen der Zivilgesellschaft	Süd 1, Süd 5

Quelle: Eigene Darstellung

Für die Interviews wurde ein Gesprächsleitfaden entwickelt. Dieser diente während der Gespräche als Strukturierungshilfe. Der Leitfaden gliederte sich in drei Schwerpunktthemen:

1. Wirtschaftliche Stärken der Region und Strukturwandel aufgrund der Stilllegung des KKW.
2. Wahrnehmung des Zwischenlagers in der Region, seiner Risiken und daran anknüpfende Sicherheitsaspekte.
3. Erwartungen an den Genehmigungsprozess für eine verlängerte Zwischenlagerung.

Insgesamt wurden zehn Gespräche mit Vertreter*innen aus Politik, Wirtschaft und kritischer Öffentlichkeit geführt. Im Süden am Standort Gundremmingen konnten mit sieben von zehn angefragten Personen Interviews geführt werden. Im Norden am Standort Brokdorf erklärten sich von zwölf angefragten Personen nur drei bereit für ein Interview.

Die Gespräche konnten über einen Zeitraum von sechs bis acht Wochen geführt werden. Die Auswertung der Gespräche erfolgte rein qualitativ und die Ergebnisse der Studie erhebt keinen Anspruch auf Vollständigkeit oder Repräsentativität.

5.2 Ergebnisse

Im Folgenden werden die Erkenntnisse aus den leitfadengestützten qualitativen Interviews mit Akteur*innen an beiden Standorten ausgewertet. Dabei fokussiert sich die Auswertung auf die einzelnen Schwerpunktthemen unter Einbeziehung beider Standorte. Das Ziel der Auswertung ist somit mehr die einzelnen Themen zu konkretisieren, als einen Standortvergleich herauszuarbeiten. Dies

ist dem geschuldet, dass den sieben Gesprächspartner*innen in Gundremmingen lediglich drei Interviewpartner*innen aus Brokdorf gegenüberstehen und so ein leichter Bias im Stimmungsbild und verschiedenen Wahrnehmungen an den Standorten nicht ausgeschlossen werden kann. So weit ableitbar werden aber Gemeinsamkeiten und Unterschiede der beiden Standorte bei den jeweiligen Schwerpunktthemen hervorgehoben.

5.2.1 Wirtschaftliche Stärken und Strukturwandel in der Region

Wirtschaftliche Bedeutung der Kernkraftwerke

Die Auswertung der leitfadengestützten qualitativen Interviews mit Akteur*innen aus den Standortregionen zur Analyse der Einflussfaktoren und der Bedeutung eines Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente für eine Region ergab, dass an beiden Standorten die Kernkraftwerke die stärksten Arbeitgeber in den vergangenen Jahrzehnten darstellten. Dies deckt sich auch mit den Ergebnissen der Standort-Kurzcharakterisierungen (Anhänge). Die meisten der Interviewpartner*innen gaben an, dass die Kernkraftwerke eine große wirtschaftliche Rolle gespielt hätten und die Bevölkerung vom jahrzehntelangen Betrieb in verschiedenen Formen profitiert hätte. So wird der wirtschaftliche Vorteil der Nähe der kerntechnischen Anlagen und somit z. B. Jahrzehnte lang vom „billigen Strom“ [Nord 2_Wirtschaft] und üppigen Gewerbesteuererinnahmen gelebt zu haben, reflektiert und offen kommuniziert. Wirtschaftlich hätten die Kernkraftwerke zu den Hochzeiten des Betriebs auch eine große Rolle zur Sicherstellung der Industriestandorte mit ihren nachgestellten Dienstleistungsbetrieben gehabt.

Von Seiten der Interviewer*innen wurde der Begriff „Region“ bewusst nicht eingegrenzt, um so die verschiedenen Hintergründe und Perspektiven der Interviewten nicht zu beschränken. Die Interviewten bewerteten aber in aller Regel die Stärken der Standortkommune und trennen diese von den regionalen wirtschaftlichen Stärken im Umkreis (mehrere benachbarte Gemeinden bis zum gesamten Landkreis). So gilt es zu berücksichtigen, dass die Kernkraftwerke in Brokdorf und Gundremmingen auf dem Gebiet jeweils sehr kleiner Gemeinden stehen, die wirtschaftlich ausschließlich von der Kernenergie lebten. In der größer gedachten Region spielen dagegen jeweils auch andere Wirtschaftszweige wichtige Rollen. Wohingegen der Standort Nord eher ländlich und weniger industriell geprägt sei, weise der Standort Süd industrielle Unternehmen auf, ohne dass bestimmte Industriezweige dominieren würden. Um Gundremmingen seien eher mittelständische Unternehmen angesiedelt. Es gäbe aber auch größere Unternehmen, wie einen Standort der Firma Bosch in Dillingen an der Donau oder eine Filzfabrik in Offingen, die in der Region für Arbeitsplätze sorgten. Das nahe gelegene Legoland in Günzburg besitze eine Strahlkraft und ziehe besonders Touristen an. Zudem profitiere man in der Region durch die nahen Ballungszentren in München und Stuttgart, aber auch Augsburg und Ulm. Man habe deutlich mehr Einpendler als Auspendler im Landkreis Günzburg. Eine der interviewten Personen erklärt, dass „das Kernkraftwerk schon lange nicht mehr zu den Stärken und Haupteinnahmequellen der Region zähle“ [Süd 1_kritische Öffentlichkeit].

Dagegen wird im eher ländlichen Brokdorf zwar auf das ansässige mittelständische Gewerbe verwiesen, aber die Bedeutung des Kernkraftwerks überrage alles andere deutlich. Dies bezieht sich auch auf die größere Region, da die Wilstermarsch sehr strukturschwach sei. Brokdorf verfüge allgemein über ein relativ geringes pro Kopf-Einkommen und die kommunalen Haushalte würden durch die Stilllegung der Kernkraftwerke geschwächt, hält eine/r der Interviewpartner*innen fest. „Für den Ort Brokdorf und die nähere Umgebung war das Kernkraftwerk aus wirtschaftlicher Sicht natürlich ein Segen“ [Nord 2_Wirtschaft]. Dies zeigt sich auch beim Vergleich der Arbeitslosenquoten am Standort Nord. Die Gemeinde Brokdorf weist hier mit 1,6% eine wesentlich geringere Quote auf als

der Kreis Steinburg (5,8%) im Durchschnitt (siehe Anhänge, Tabelle 7-1). Wie die Stilllegung des Kernkraftwerkes sich auf diese Zahlen auswirkt ist zum jetzigen Zeitpunkt noch nicht abzusehen.

Wirtschaftliche Veränderungen durch die Stilllegung der Kernkraftwerke

Am Standort Süd wird ein sehr positives Bild der wirtschaftlichen Situation gezeichnet. Man hätte immer noch genügend Unternehmer vor Ort nach Stilllegung der Kernkraftwerke. Eine Entwicklung sei zu beobachten, die die Wirtschaft voranbringt. Es gebe eine große Nachfrage nach Gewerbeflächen, sodass „man dem Bedarf kaum nachkommt“ [Süd 4_Politik]. Seit der Stilllegung hätte sich die wirtschaftliche Struktur deutlich geändert. Zum jetzigen Zeitpunkt hätte man rund 350 Arbeitsplätze außerhalb des Kernkraftwerks zu bieten, „was für eine so kleine Kommune schon beachtlich ist“ [Süd 4_Politik]. Auch im Umkreis von 20 – 30 Kilometern um den Standort sei man nach dem Stillstand des Kernkraftwerks nicht „Angst und Bange“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit]. Man hätte sich schließlich sehr gut vorbereitet und ein neues Gewerbegebiet erschlossen. Für die Entwicklung des Arbeitsmarktes gilt es wieder zwischen direktem Standort und weiterem Umkreis zu unterscheiden. Beispielsweise werden in Brokdorf selbst die Arbeitsplätze direkt abgebaut, was man, laut einer/m Interviewpartner*in, „auf Kreisebene gar nicht bemerken wird“ [Nord 2_Wirtschaft]. Auf dem Kernkraftwerksgelände hätten um die 500 Menschen gearbeitet. Der Großteil der Arbeitenden kam dabei aus Brokdorf oder der unmittelbaren Umgebung.

Allgemein werden an beiden Standorten die Stilllegung und der einhergehende Rückbau der Arbeitsplätze als sehr sozialverträglich wahrgenommen. Außerdem würde der Rückbau der Anlagen bis zur Entlassung aus dem Atomrecht noch 20 Jahre dauern und die Arbeitsplätze sukzessive abgebaut. In Gundremmingen seien laut Angaben einer/s Interviewpartner*in noch rund 500 – 700 Arbeitskräfte im Rückbau tätig.

Anders habe z. B. im Landkreis Günzburg der abrupte Produktions- und Stellenabbau bei MAN im benachbarten Augsburg oder auch bei anderen Betrieben in der Umgebung wesentlich größere Auswirkungen gehabt, „wo die Leute von heute auf morgen auf die Straße gesetzt wurden“ [Süd 4_Politik]. Dagegen konnten sich viele der ehemals rund 1000 Beschäftigten am KKW-Standort Gundremmingen umorientieren.

Durch den Rückbau würden sogar Fremdarbeiterfirmen hinzukommen, die beispielsweise Unterkünfte und Versorgung bräuchten. Davon könne man in Brokdorf und Gundremmingen profitieren. Das sei aber kein Vergleich mit der Bedeutung des Kernkraftwerkes als früher wichtigster Arbeitgeber.

Die Stilllegung der Kernkraftwerke habe zudem direkte Auswirkungen auf die Entwicklung der Bevölkerung in Brokdorf. So werden hier keine Zuzüge von jungen Menschen mehr erwartet.

Eine kleinere Rolle spiele in Gundremmingen auch das Technologiezentrum¹⁸, wo weiter Arbeitskräfte beschäftigt werden und sogar neue Azubis angenommen würden. Gerade im Landkreis Günzburg hätte die Stilllegung jedoch „schon eine hohe Ingenieursdichte hinterlassen, die im unmittelbaren Umfeld so nicht aufgefangen werden könnte“ [Süd 3_Wirtschaft]. Da sei es klar, „dass junge Menschen einen sicheren Arbeitsplatz wollen und mit ein bis zwei Jahresverträgen nicht glücklich sind und sich anderweitig umschauchen“ [Süd 3_Wirtschaft]. Eine andere Stimme aus

¹⁸ In Gundremmingen wurde das ehemalige Maschinenhaus des Reaktors A zu einem Technologiezentrum umgebaut. Dort werden sonstige radioaktive Stoffe aus dem Rückbau bearbeitet, konditioniert und für die Entsorgung vorbereitet (Technologiezentrum Gundremmingen II (2006)).

Gundremmingen festigt jedoch die positive Einstellung, dass Gundremmingen „Platz und günstige Preise zu bieten hätte und sich vor Zuzug gar nicht retten könne“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit].

Wirtschaftsfaktor Zwischenlager

Alle Akteur*innen verweisen darauf, dass das Zwischenlager bisher und kurzfristig gesehen keine relevante wirtschaftliche Bedeutung hätte. Das Zwischenlager allein würde mit jeweils 15 und 25 Angestellten von der BGZ nur einige wenige Arbeitsplätze vorhalten und sei in keinem Fall vergleichbar mit den Kernkraftwerken. Auch die geringen Gewerbesteuern, welche die BGZ zahle, könnten nicht mit denen der Kernkraftwerksbetreiber verglichen werden.

Im Großen und Ganzen würde das Zwischenlager als Verwaltungs- und Aufbewahrungsort wahrgenommen. In Brokdorf würden aktuell eine mittlere zweistellige Zahl an Beschäftigten im Schichtbetrieb arbeiten. An der Beschäftigtenzahl werde sich nichts ändern, so die Interviewpartner*innen. Direkt vor Ort profitieren nur wenige Handwerksbetriebe vom Zwischenlager.

Nachgestellte Dienstleister würden bis zum autarken Betrieb der Zwischenlager noch eine größere Bedeutung in den Regionen haben. An beiden Standorten seien noch Betriebe tätig, wie beispielsweise der Sicherheitsdienst oder Reinigungskräfte. Zudem sei die Kantine noch einige Zeit in Betrieb und werde von Lebensmittellieferanten beliefert. Auch Übernachtungsbetriebe profitierten von Fremdfirmen und deren Beschäftigten. Darüber hinaus seien vereinzelt Unternehmen, die in den Rückbau involviert sind, daran interessiert, geeignete Gewerbeflächen zu finden. Das würde sich mit dem fortschreitenden Rückbau des Kernkraftwerkes und dem autarken Betrieb des Zwischenlagers jedoch ändern.

Ein weiterer Faktor könnte in diesem Zusammenhang die Vergabe von Bauprojekten in der Region darstellen, da bis zur vollständigen Autarkie des Zwischenlagers noch einiges an Baumaßnahmen erfolgen würde. „Dies könnte sich positiv auf die Region auswirken“ [Süd 3_Wirtschaft], wenn man die Handwerks- und Baubetriebe vor Ort bei den geplanten Bauvorhaben miteinbeziehe.

Langfristig sei laut den Interviewpartner*innen noch keine Entwicklung hinsichtlich einer späteren Nutzung der Standorte abzusehen. „Es sei die Aufgabe vom Betreiber, als Eigentümer zu klären, wie man die Flächen nutzen könnte“ [Nord 1_Politik]. Auf lange Sicht besteht bei einigen Gesprächspartner*innen eher die Befürchtung, dass das Zwischenlager ohne das KKW in Vergessenheit geraten würde und entstehende Lasten, wie z. B. der Umgang mit der Werksfeuerwehr, eins zu eins auf die Gemeinde übertragen werden könnten.

Zwei der Interviewpartner*innen merken an, dass das Zwischenlager mit dem Fortschritt von Wissenschaft und Technik in naher Zukunft eine Bedeutung als Ressource gewinnen könne. „Es kann eine Chance sein. Wer weiß, was wir in fünf bis zehn Jahren für neue Technologien haben und ob man dann die Abfälle verwerten könnte. (...) dann könnte man damit auch Geld verdienen. Aber das sieht nur ein kleiner Teil der Bevölkerung. Der Großteil will den radioaktiven Müll nicht haben“ [Süd 7_Politik].

Maßnahmen in Bezug auf den Strukturwandel und mögliche zukünftige Entwicklungen der Regionen

Auf Basis der hohen Gewerbesteuereinnahmen konnten beide Standorte Geld beispielsweise in Immobilien investieren. Daher sind sich alle Gesprächspartner*innen sicher, dass die Gemeinden sehr gut vorgesorgt hätten und ohne Einbußen auch zukünftig die Infrastruktur und Bildungseinrichtungen ihrer Kommunen finanzieren könnten. Gundremmingen sei „reich und vergoldet“ [Süd 6_Politik]

durch die Gewerbesteuererinnahmen. Ein Fakt, der auf die direkten Nachbargemeinden nicht zu trafe. Ähnlich sieht das auch in Brokdorf aus. Auch dort hätte die Region in der Wilstermarsch zwar nicht direkt von den Gewerbeeinnahmen profitiert, hier wurden aber die indirekten Vorteile durch die dadurch finanzierte Infrastruktur betont, wie z. B. das Schwimmbad oder die Eishalle in Brokdorf.

Darüber hinaus hätten beide Gemeinden in neues Gewerbe investiert und entsprechende Flächen und Infrastruktur erschlossen. In Brokdorf wäre ein Gebiet geschaffen worden, um klein- und mittelständische Betriebe anzusiedeln. Gundremmingen sei es ebenso gelungen, einen größeren Unternehmer vor Ort anzusiedeln.

In Brokdorf bemängelt einer der Interviewpartner*innen, dass die Schließung der Kernkraftwerke besser hätte genutzt werden müssen, um ein Strukturstärkungsprogramm auf den Weg zu bringen, wovon die gesamte Region profitiert. Hier wird der Vergleich zu den Strukturprogrammen in den Kohleregionen nach dem Ausstieg aus der Steinkohle herangezogen. Eine Unterstützung zur Bewältigung nicht finanzierter Aufgaben in der Region wäre sicher hilfreich gewesen, so ein Hinweis. „Auch die Folgen im Naturschutz können momentan finanziell nicht kompensiert werden. In der ländlichen Regionalentwicklung wurde der Strukturwandel bisher versäumt“ [Nord 2_Wirtschaft]. Zudem hätten Brokdorf und die Wilstermarsch die geringste Tourismusaktivität in Schleswig-Holstein. „Solange das Kernkraftwerk noch vor Ort ist, wird man daran nicht viel ändern können. Das begrenzt natürlich die Entwicklung“ [Nord 2_Wirtschaft].

Chancen für den Strukturwandel sehen die Gesprächspartner*innen jedoch einstimmig in der Energiewende. „Energiewende wird auf dem Land stattfinden“ [Süd 7_Politik]. An beiden Standorten wird betont, dass genügend Potenzial und Infrastruktur an den KKW Standorten vorhanden sei, um vom Ausbau der erneuerbaren Energien, sei es in der Produktion oder Verarbeitung, profitieren zu können. In Gundremmingen wird beispielsweise ein wasserstofffähiges Gaskraftwerk von den Interviewpartner*innen als mögliche zukünftige Technologie in der Region adressiert. „Das Baurecht für das Gaskraftwerk ist schon da“ [Süd 4_Politik]. Alle Akteur*innen betonen, dass man das Gelände der kerntechnischen Anlagen nach dem Rückbau weiter nutzen sollte. Das würde auch parallel zum Betrieb des Zwischenlagers funktionieren. Leider gäbe es dazu aber noch keine konkreten Konzepte und die Überlegungen dazu würden nur in der Gemeindeverwaltung und nicht darüber hinaus diskutiert. Eine überregionale Strategie sei nicht zu erkennen. Ausschließlich eine/r der interviewten Akteur*innen könnte sich vorstellen, dass der Traum von der „grünen Wiese“ durchaus auch wünschenswert sein könnte. „Aber da glaube ich nicht wirklich dran“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit].

Anders sieht das im Norden aus, wo es bereits die Kreisregionalentwicklung und die regionale Kooperation Westküste mit Themen wie Verkehr und Ansiedlung gäbe. In Brokdorf bestehe auch der Wunsch Teil davon zu werden. In der Region ein Energiecluster zu schaffen sei schon weit vorangeschritten. „Eine solche Anfragenhäufigkeit [Anmerk.: gemeint ist nach Gewerbefläche] ist unglaublich und hatten wir so noch nie“ [Nord 2_Wirtschaft]. Die Voraussetzungen zur Energieproduktion seien gegeben. Es sei die Marketingaufgabe der regionalen Kooperation Westküste, die Vorhaben an der Westküste zu strukturieren und den Standort zu vernetzen.

5.2.2 Wahrnehmung von Sicherheitsaspekten und Risiken des Zwischenlagers

Wahrnehmung des Zwischenlagers als kerntechnische Anlage

Die Wahrnehmungen des Zwischenlagers als kerntechnische Anlage bewerten die Interviewpartner*innen an beiden Standorten sehr unterschiedlich. Sie waren aber einheitlich der Meinung, dass der größte Teil der Bevölkerung der Region das Zwischenlager nicht wahrnehmen

würde. Ein/e Gesprächspartner*in aus Gundremmingen beschreibt es so: „Ich kann weder negatives noch positives sagen. Es ist nicht vorhanden. Es ist auf dem Gelände. Man sieht die Kühltürme, die sind wahrnehmbar, aber wenn die mal weg sind, dann wird auch das Zwischenlager weniger wahrnehmbar sein. Aus den Augen aus dem Sinn“ [Süd 4_Politik].

Es wird deutlich, dass die Gesprächspartner*innen Kernkraftwerk und Zwischenlager nicht immer getrennt betrachten. Derzeit würde das Gelände von der Bevölkerung vor Ort als eine gemeinsame kerntechnische Anlage wahrgenommen.

Vor Ort in Gundremmingen bestehe wenig Interesse an Beteiligung zum Thema Zwischenlagerung, was zeige, dass das Zwischenlager im Bewusstsein der Bevölkerung kaum vorhanden sei, so die Interviewpartner*innen. Die Relevanz des Zwischenlagers für die Wahrnehmung und die Bereitschaft zur bzw. dem Interesse an Beteiligung scheine mit wachsender Entfernung zudem noch abzunehmen: „Um einen größeren Umkreis anzusprechen, müsste man besser informieren“ [Süd 2_Politik] Interesse sei immer informationsabhängig. Grundsätzliches Interesse der Bevölkerung würde von den Interviewten aber dennoch unterstellt, es reiche allerdings nur selten bis zur Teilnahme an Infoveranstaltungen.

In Brokdorf werde ein Interesse anhand der Beteiligung in Foren und Veranstaltungen wahrgenommen. Jedoch handele es sich dabei um eine kleine Anzahl von Bürger*innen und oftmals ausschließlich Angehörige der Bürgerinitiativen. Allerdings habe sich in Brokdorf nach der Abschaltung des KKW die monatliche Mahnwache aufgelöst. So gäbe es momentan gegen das Zwischenlager keinen aktiven Protest.

Auch in Gundremmingen hätte man versucht den Fokus auf das Thema Zwischenlagerung zu lenken, indem die Mahnwache vom Haupttor des Kernkraftwerkes abgewandert und näher ans Zwischenlager gezogen sei. „Das hätte aber auch dazu geführt, dass man die Mahnwache jetzt noch viel weniger sieht“ [Süd 1_kritische Öffentlichkeit]. Generell würde man zurzeit eine eher verringerte Aktivität der Bürgerinitiativen vor Ort spüren.

An beiden Standorten vermuten einige der Interviewten, dass die Menschen vor Ort mit dem Zwischenlager umgehen könnten. Während es in Brokdorf heißt, „es steht auf dem Gelände des Kernkraftwerkes, ist da und wird nicht sonderlich kritisch gesehen“ [Nord 1_Politik], wird in Gundremmingen der Eindruck geäußert, dass „die Leute es akzeptiert haben“ [Süd 3_Wirtschaft]. „Man hätte lange von der Kernenergie profitiert und das, was jetzt an Abfällen da ist, muss eben gelagert werden“ [Nord 3_Wirtschaft]. Viele in Gundremmingen hätten die Meinung, dass es schön gewesen sei mit den Kernkraftwerken und dem billigen Strom und man könnte sich jetzt eben nicht davor drücken, auch die Last zu tragen.

Vereinzelt wird die Befürchtung geäußert, dass das Zwischenlager mit dem voranschreitenden Rückbau in Vergessenheit geraten könnte. Viele im weiteren Umkreis würden die Abschaltung mit dem Ende der kerntechnischen Anlagen gleichsetzen. Aber dies dürfe eben nicht geschehen, so ein/e Vertreter/in des Standortes Gundremmingen. „Der Müll und das Zwischenlager wird noch da bleiben und das auch für kommende Generationen“ [Süd 4_Politik].

Öffentlich wirksam könnte in Brokdorf wieder der Zeitpunkt werden, wenn die Behälter aus der Wiederverarbeitung aus England zurückkommen. „Die [Anmerk.: gemeint sind die Abfälle aus der Wiederaufbereitung] würden wahrscheinlich aus Brunsbüttel auf der Straße herantransportiert werden. Da würde es viele Möglichkeiten geben, sich präsent zu zeigen“ [Nord 3_Wirtschaft].

Bedeutung der Sichtbarkeit des Zwischenlagers für dessen Wahrnehmung in der Region

Bei der Frage nach der Bedeutung der Sichtbarkeit des Zwischenlagers für dessen Wahrnehmung wird erneut deutlich, dass für die Interviewpartner*innen eine Trennung zwischen den noch stehenden Bauwerken der Kernkraftwerke und den Gebäuden des Zwischenlagers nicht erkennbar, vielleicht auch nicht relevant ist. So sähe man von weitem die Kuppeln der Reaktoren und auch die Kühltürme der abgeschalteten Kraftwerke. Die einhellige Meinung ist, dass das Zwischenlager als solches allein momentan noch nicht wahrgenommen würde. „Man sieht nicht viel. Von außen ist es eh nur eine Halle. Wer sich technisch nicht damit beschäftigt, für den ist das auch nur eine Halle“ [Nord 3_Wirtschaft]. Für andere wäre das, was nach dem Rückbau bleibt „eh nur noch normale Industriegebäude“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit].

An beiden Standorten bestünde die Möglichkeit die Zwischenlagergebäude einzusehen. In Brokdorf könne man am Deich spazieren und wäre von der Halle nur 60 – 70 Meter weit entfernt. Auch in Gundremmingen führe laut den Interviewten eine Straße direkt am Kernkraftwerk vorbei und man könne in 150 m Entfernung am Zwischenlager vorbeifahren. Da es schöne Wander- und Waldwege um die kerntechnische Anlage gebe, sähe man es auch beim Spaziergehen, so ein/e Akteur*in aus Gundremmingen. Eine Eingrünung der Anlagen würde dabei von vielen begrüßt. Ein/e andere/r der Akteur*innen hält fest, „dass einem gar nicht so bewusst ist, wie groß das gesamte Areal wirklich ist und was dahinter [Anmerk.: gemeint ist hinter dem Zaun] alles steckt“ [Süd 7_Politik]. Man könnte nicht einschätzen, wie viel schon abgebaut worden sei. Daher besteht bei einigen der Wunsch, dass es eigentlich besser wäre, wenn das Zwischenlager sichtbarer wäre. „Das Zwischenlager steht im letzten Winkel, das sehen sie wirklich gar nicht. Was sie sehen, sind die Reste vom Kernkraftwerk, Kühltürme und Reaktorgebäude. Wenn die weg sind, ist die Sichtbarkeit kein Thema mehr“ [Süd 3_Wirtschaft].

Momentan stehe der Rückbau im Vordergrund. „Wenn die Kühltürme und die Kuppel schneller verschwinden, wäre es wünschenswert, wenn man das Zwischenlager durch eine Eingrünung kaschieren könnte. Aber dann wäre es ja dann trotzdem noch da“, [Nord 2_Wirtschaft]. Eine/r der Interviewten schlägt dagegen vor: „Da wünsche ich mir manchmal das Stehenbleiben der Kühltürme als Mahnmal und zum Zeichen gegen das Vergessen, dass da noch ein Zwischenlager ist“ [Süd 6_Politik].

Wahrnehmung der Sicherheit des Zwischenlagers

Auch bei der Wahrnehmung der Sicherheit des Zwischenlagers sind die Interviewten an beiden Standorten größtenteils einer Meinung. So ist die erste Antwort bei allen Gesprächspartner*innen erstmal, dass man sich sicher fühle. Vereinzelt wurde direkt darauf verwiesen, dass das Kernkraftwerk das deutlich größere Gefahrenpotential aufgewiesen habe und dies nun weggefallen sei.

So wurde in Brokdorf beispielsweise mehrmals betont, dass man der deutschen Technik und den Sicherheitsvorkehrungen am Standort vertraue. Eine der Gesprächspartner*innen antwortet, „es [Anmerk.: gemeint ist das Zwischenlager] würde nicht als so relevant wahrgenommen werden, dass man da ständig drauf schauen muss. Die Bürger*innen wüssten, dass es da ist und alles zur Sicherheit getan wird“ [Nord 1_Politik]. Das geringe Interesse der Bürger*innen in Brokdorf wurde von einigen sogar als Vertrauensbeweis gewertet. Die Sicherheit sei auch kein Thema in der öffentlichen Diskussion. Eine sich wiederholende Befürchtung einzelner Akteur*innen sei dagegen, dass das Zwischenlager irgendwann vergessen und dann zum Endlager werde. „Aber das ginge jetzt ja rechtlich auch gar nicht mehr“, konstatiert eine/r der Interviewten [Nord 2_Wirtschaft].

Auch in Gundremmingen hätte man „Stand jetzt auch keine Bauchschmerzen mit den Anlagen“ [Süd 4_Politik]. Die Menschen hätten wenig Angst. Viele würden sich zudem auch mit den Konzepten, sowohl den Castoren als auch den Baukonzepten auskennen. Alle in Gundremmingen wüssten von den Störfällen [Anmerk.: gemeint sind die Störfälle im Kernkraftwerk Gundremmingen in der Vergangenheit], und von Tschernobyl und Fukushima. Trotzdem fühle sich die Mehrheit der Gundremmingener an ihrem Wohnort sicher, „Gundremmingen war einer der sichersten Standorte in ganz Europa“, erklärt einer der Interviewten [Süd 5_kritische Öffentlichkeit].

Generell unterscheiden die interviewten Personen im Verlauf des Gespräches zwischen dem Gefahrenpotential der Kernkraftwerke und dem der Zwischenlager. So heißt es beispielsweise aus Gundremmingen, „es beruhigt, dass die Reaktoren abgeschaltet sind. Sobald die aktive Kühlung abgeschlossen ist, gibt es einen erheblichen Sicherheitsgewinn“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit].

Wahrnehmung möglicher Risiken und Verbesserungswünsche

Bei Fragen zu ggf. vorhandenen Bedenken zur Sicherheit des Zwischenlagers und möglichen Risiken werden von den Gesprächspartner*innen hauptsächlich der Umgang mit den Castoren selbst, das Baukonzept des Zwischenlagers und drohende Gefahren wie Flugzeugabstürze, Terroranschläge oder Kriege genannt.

Castoren und Transporte

An beiden Standorten wurden zuallererst die Castoren als größtes Sicherheitsrisiko angeführt. In Gundremmingen zum Beispiel befindet eine/r der Interviewten, „das größte Problem ist nicht das Zwischenlager, sondern die Castoren“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit]. Die Bedeutung des Castors im Lagerkonzept sei dabei klar: „Das Schutzkonzept ist der Castor selbst“ [Süd 1_kritische Öffentlichkeit]. An beiden Standorten werden Bedenken bezüglich der Langlebigkeit und den Alterungsprozessen der Castoren geäußert. Gerade im Hinblick auf die Dauer der Endlagersuche wird von der Mehrheit der Interviewten darauf hingewiesen, dass die Castoren nur für 40 Jahre Zwischenlagerung genehmigt seien¹⁹. Mehrmals wird von den Gesprächspartner*innen darauf hingewiesen, dass man nicht wisse, wie es in den Behältern aussehe und ob sie auch für eine verlängerte Zwischenlagerung von einer mindestens nochmal genauso langen Zeit ausgelegt seien.

In diesem Zusammenhang wurde ebenfalls bemängelt, dass nach der Abschaltung und mit Beginn des Rückbaus der Kernkraftwerke auch das Nasslager (Brennelementbecken) in Gundremmingen verschwinde, in dem Behälter geöffnet werden könnten. Als Folge bestehen weniger Handlungsmöglichkeiten, falls mit den Castoren etwas schief ginge. „Aber jetzt lassen sie mit einem der Castoren nach 60 – 70 Jahren etwas passieren und dann kommt der Nächste und der Nächste, dann stellt man fest, alle beschädigten Castoren sind von derselben Baureihe. Was tut man dann?“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit] zeigt eine/r der Interviewten ein mögliches Szenario auf. So wird von mehreren Gesprächspartner*innen eine heiße Zelle am Zwischenlagerstandort für erforderlich gehalten, um besser reagieren zu können.

In diesem Zusammenhang wird auch das Thema Transporte adressiert. In Gundremmingen wird mehrmals die Frage aufgeworfen, was im Fall eines beschädigten oder undichten Castors passieren

¹⁹ Die Ankündigung, dass sich die Entscheidung für einen Endlagerstandort verspäten wird, erfolgte, als bereits ein Teil der Interviews abgeschlossen war. Entsprechend wurde in den Gesprächen unterschiedlich stark auf das Thema Dauer der Zwischenlagerung referenziert.

würde. „Es sind ja keine Transporte mehr zugelassen“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit]. behauptete eine/r der Akteur*innen.

Hier wird deutlich, dass das Thema Transport kontrovers gesehen wird. Die Interviewten betonen, dass Transporte keine Lösung seien und Transporte auf jeden Fall vermieden werden müssten. Allerdings wird vereinzelt die Frage aufgeworfen, wie man im Falle eines undichten Castors verfahren würde. Eine/r der Interviewpartner*innen fordert, dass Transporte in einem solchen Falle erlaubt werden müssten. Dagegen haben andere Akteur*innen die Meinung, dass „jeder weitere Transport ein Riesenaufwand wäre und da kein Rückhalt oder Verständnis in der Bevölkerung gegeben ist“ [Süd 3_Wirtschaft]. „Ich würde die Castoren am liebsten nur noch einmal handhaben, und zwar, wenn er dann zur Endlagerung abtransportiert wird“ [Süd 3_Wirtschaft]. Zusammenfassend besteht an beiden Standorten bei der Mehrheit der Gesprächspartner*innen die Meinung, dass mangels Alternativen der jeweilige Standort als dezentrales Zwischenlager in Ordnung sei. Alle Interviewten haben das Verständnis, dass eine zentrale Zwischenlagerlösung im Hinblick auf weitere Transporte und Umverpackungen nicht wünschenswert ist.

Weitere Forderungen und Verbesserungsvorschläge um das Thema Castoren drehen sich hauptsächlich um den Stand von Wissenschaft und Forschung. Dabei wird auf die Forschungsvorhaben der BGZ bei diesem Thema verwiesen, die klären sollen, wie es sich mit der Langlebigkeit der Castoren verhält. Eine/r der Interviewten fasst zusammen, dass „es sich [Anmerk.: gemeint ist bei der Neugenehmigung der Zwischenlager] hauptsächlich um die Behälter drehen wird“ [Nord 3_Wirtschaft]. Dabei würde das langfristige Verhalten der Dichtungen und der Zustand im Inneren der Castoren im Mittelpunkt des Interesses stehen.

Baukonzepte

Das jeweilige Baukonzept der Zwischenlager und die diesbezüglichen Diskussionen sind allen Interviewpartner*innen bewusst. In Brokdorf wurde auf einen Antrag zur Nachrüstung der Außenhülle des Gebäudes berufen und darauf verwiesen, dass „[Anmerk.: gemeint ist das Baukonzept] nachgerüstet wird.“ In diesem Zusammenhang verweist eine/r der Gesprächspartner*innen in Brokdorf auf den Neubau des Zwischenlagers [Anmerk.: ESTRAL] der EWN in Lubmin. Die Tatsache, dass man dort ein anderes neues Baukonzept anwende, führe zu Fragen unter den Bürger*innen, warum dieses nicht auch für das Zwischenlager in Brokdorf gelte. An beiden Standorten sorgte die Konstruktion der Zwischenlager nach unterschiedlichen Baukonzepten (WTI und STEAG) – die sich besonders im Hinblick auf Wandstärken unterscheiden – für Unverständnis. Ein einheitliches Baukonzept hätte mehr Klarheit gebracht. In Brokdorf formuliert eine/r der Interviewten, „dass dies [Anmerk.: gemeint ist die unterschiedliche Dicke der Wände] Fragen in der Bevölkerung sind, warum überall anders gebaut werde.“

In Gundremmingen wird das verwendete Baukonzept überwiegend kritisch betrachtet. „Das mit den dünnen Mauern ist immer so eine Ansichtssache“ [Süd 3_Wirtschaft], betont eine/r der Akteur*innen. Einzelne Gesprächspartner*innen weisen darauf hin, dass die BGZ stetig betone, dass die Mauern in jedem Fall ausreichen und beide Konzepte in Gänze den Anforderungen entsprächen. Dennoch besteht bei allen Gesprächspartner*innen in Gundremmingen die Sorge, dass zur Erhöhung der Sicherheit baulich nicht weiter nachgerüstet werden würde. Dabei ist es ein Thema, dass „wir im Süden die dünneren Wände im Baukonzept haben“ [Süd 1_kritische Öffentlichkeit], legt eine/r der Akteur*innen dar. Formuliert wird der Wunsch nach einer Aufrüstung des WTI Konzeptes und einer Anpassung an die STEAG Bauanlagen im Norden. Viele der Akteur*innen betonen, „dass viel verpasst wurde und STEAG einfach sicherer ist als WTI“ [Süd 2_Politik].

In Gundremmingen sind sich somit alle der Interviewpartner*innen einig, dass bei der Ausgestaltung der Betonwände nachjustiert werden müsse. Die Interviewten wünschen sich eine Anpassung und regelmäßige Prüfungen der Bauanlagen im Hinblick auf die Sicherheit der Baukonzepte.

Mögliche Risiken durch kriegerische Auseinandersetzungen und terroristische Angriffe

Viele Akteur*innen adressieren in den Interviews die aktuellen weltpolitischen Entwicklungen wie den Krieg in der Ukraine. Daraus folgernd werden regelmäßige Prüfungen und Anpassungen der Baukonzepte für notwendig erachtet.

In Brokdorf verweist eine/r der Interviewten auf eine Aussage der BGZ, dass „man [Anmerk.: gemeint ist der Betreiber] gesagt hat, dass die Wände gegen panzerbrechende Waffen geschützt sind“ [Nord 1_Politik]. Damit nicht abgedeckt ist aus Sicht der Akteur*innen, dass „die Technologien sich ja auch weiterentwickeln.“ Gleich mehrere Interviewte an beiden Standorten weisen darauf hin, dass „ein Angriff [Anmerk.: auf die kerntechnischen Anlagen] solche Auswirkungen hätte, dass ganz Deutschland, wenn nicht große Teile Europas betroffen wären“ [Nord 1_Politik]. In Gundremmingen betont eine/r der Gesprächspartner*innen hinsichtlich der Auswirkungen eines zerstörerischen Angriffs, „wenn was passiert, ist der Umkreis so groß, da macht es keinen Unterschied, ob ich hier bin oder in Berlin“ [Süd 6_Politik].

In Brokdorf hätte man sich trotzdem „[Anmerk.: aufgrund des Angriffskrieges von Russland auf die Ukraine] viele Gedanken gemacht, dass wir in einen Krieg mit reingezogen werden, wo der Standort Brokdorf ein Ziel werden könnte. (...) daher ist für mich wichtig, dass man ein sicheres Endlager sucht“ [Nord 1_Politik], so eine/r der Interviewten.

Vertreter*innen aus der Politik in und um Gundremmingen erläutern, dass sie keine erhöhte Zahl an Anfragen aus der Bevölkerung durch den Angriffskrieg auf die Ukraine wahrgenommen hätten. Auf der anderen Seite befinden mehrere der Akteur*innen in Gundremmingen die „Betonschutzmauern momentan nicht als vertrauenswürdig“ [Süd 1_kritische Öffentlichkeit] im Hinblick auf Angriffe oder einen Flugzeugabsturz. Die Mehrheit in Gundremmingen sehe die lange Zwischenlagerung im Zusammenhang hinsichtlich der aktuellen weltpolitischen Entwicklungen kritisch. „Man weiß ja nicht, was passiert in den nächsten 40 Jahren mit Kriegen und Terroranschlägen“ [Süd 2_Politik], so eine/r der Interviewten. In diesem Zusammenhang weist auch ein/e Gesprächspartner/in darauf hin, dass in Zukunft auch terroristische Cyberanschläge auf Hochrisikoinfrastrukturen wie das Zwischenlager eine Rolle spielen könnten. „Es ist pervers, sich eine Atombombe vor die Haustür zu stellen, die so verletzbar macht und große Angriffsfläche bietet“ [Süd 1_kritische Öffentlichkeit], erklärt eine/r der Interviewten. Auch hier wird von der Mehrheit der Gesprächspartner*innen gefordert, dass beispielsweise auch die Entwicklung neuer Waffentechnologien bei der Prüfung, Überarbeitung und Nachrüstung der Zwischenlager-Baukonzepte berücksichtigt würden. Die Vertreter*innen wünschen sich einen dynamischen Prozess zur regelmäßigen Anpassung der Sicherheitskonzepte. „An Punkt eins kommt einfach die Sicherheit und dann kommt lange nichts“ [Süd 2_Politik].

Weitere Bedenken

Seltener werden von den Interviewten an den Standorten Bedenken beispielsweise bezüglich Folgen aufgrund des Klimawandels genannt. Eine/r der Akteur*innen in Brokdorf weist auf die möglichen Gefahren einer Überschwemmung in der Wilstermarsch hin und dass man auch solche Fälle mit einbeziehen müsse. Vereinzelt wünscht man sich generell eine Nachrüstung der baulichen Anlagen des Zwischenlagers im Hinblick auf Hochwasserschutz und anderer Folgen des Klimawandels unter Berücksichtigung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik.

In Gundremmingen beschäftigen sich einige der Gesprächspartner*innen auch mit der Verantwortung für den Brandschutz, die mit dem autarken Betrieb des Zwischenlagers an die Gemeinde übergehen soll. Bisher sei die Werksfeuerwehr des Kernkraftwerks auch für das Zwischenlager zuständig. In diesem Zusammenhang bestünden in Gundremmingen vor allem hinsichtlich der finanziellen Bewältigung dieser Aufgabe aber auch hinsichtlich der Herausforderungen der spezifischen Ausbildung und Eignung der freiwilligen Gemeindefeuerwehr Bedenken.

Erwartungen zur Verlängerung von Genehmigungszeiträumen

Viele der Akteur*innen an beiden Standorten sind sich über die aktuellen Entwicklungen im Zusammenhang mit der Thematik Zwischenlagerung und deren Abhängigkeit von einer erfolgreichen Endlagersuche bewusst. In Brokdorf heißt es von einer/m Interviewpartner*in: „Es ist nicht so, dass die Bürger*innen ständig hinterfragen, wie weit es mit der Endlagersuche ist. (...) aber wir als Gemeinde haben damals [Anmerk.: dem Zwischenlager] zugestimmt und wir sind als Gemeinde auch darauf bestrebt zu sagen, dass es dann irgendwann auch ein Endlager geben muss“ [Nord 1_Politik].

Man ist sich an beiden Standorten, auch wenn „niemand in der Region das Zwischenlager noch über Jahrzehnte haben will“ im Klaren, „dass es [Anmerk.: gemeint ist die Zwischenlagerung] verlängert wird“ [Süd 4_Politik], so eine/r der Akteur*innen. „Das ist ein Ort, wo es sicher aufbewahrt wird, und dann müssen wir eben nochmal für einen gewissen Zeitraum der Zwischenlagerung zustimmen“ [Nord 1_Politik].

Die Vorstellungen zum Zeitraum, welche die Neugenehmigungen zur verlängerten Zwischenlagerung abdecken sollen, gehen jedoch deutlich auseinander. So werden von den Akteur*innen verschiedene Modelle genannt. Ein Teil wünscht sich kürzere Zeithorizonte von etwa 10 bis 20 Jahren mit der Option, diese um weitere 10 bis 20 Jahre zu verlängern und sprechen sich gegen eine sofortige Neugenehmigung für 40 Jahre oder länger aus. Auf der anderen Seite gibt es die Wünsche langfristig zu planen, was man schon von Beginn an hätte tun können. „60 Jahre wären auch in Ordnung gewesen“ [Nord 3_Wirtschaft], so eine/r der Interviewten in Brokdorf. Auch in Brokdorf fände es eine/r der Gesprächspartner*innen in Ordnung, wenn man die Genehmigungen gleich auf weitere 40 Jahre auslegen würde. Auch eine Option für weitere 20 Jahre im Anschluss an eine Neugenehmigung um 40 Jahre wird hier genannt. Ein/e andere/r der Interviewten aus Gundremmingen würde sich ebenfalls für eine langzeitige Lösung an Stelle von zwei kurzen Genehmigungsphasen aussprechen. Denn „generell sei das Bewusstsein vorhanden, dass das Ganze noch bis ins nächste Jahrhundert gehen könnte“ [Süd 1_kritische Öffentlichkeit]. Eine/r der Akteur*innen ist sich bewusst, dass „selbst im günstigsten Fall, wenn im Rahmen des StandAG bis 2051 ein Endlager gefunden würde, der Betrieb ja noch Jahrzehnte andauern würde“ [Süd 3_Wirtschaft] und ein Fortbestehen des Zwischenlagers bis 2080 oder länger realistisch wäre.

Die meisten der Gesprächspartner*innen in Gundremmingen betonen, dass eine Verlängerung der Genehmigung nur an die Anpassung und Nachrüstung der Sicherheitskonzepte geknüpft sein könne. „Wenn das Zwischenlager über 2050 hinaus betrieben werden soll, dann muss man sagen, dass man für die größte Sicherheit des Zwischenlagers sorgt“ [Süd 2_Politik]. Zudem sei man sich an beiden Standorten darüber im Klaren, dass eine Verlängerung der Zwischenlagerung ohne eine zeitliche Befristung nicht funktionieren könne. In Gundremmingen gibt es von einer/m der Interviewten zudem den Vorschlag, die Genehmigungen an die periodische Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) zu knüpfen.

Einig sind sich die Interviewten an beiden Standorten jedoch bei der Frage nach der Ausrichtung der Genehmigungen. So fordern die Gesprächspartner*innen, dass es sich um komplette

Neugenehmigungen handeln müsse und die Zwischenlagerung mit den aktuellen Genehmigungen nicht einfach verlängert werden dürfe. Zudem „müsse man die jetzige und die nachfolgende Generation darauf einstimmen, was passieren kann und passieren wird“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit], so eine/r der Akteur*innen aus Gundremmingen.

Wahrnehmung der Zwischenlager-Betreiberin (BGZ)

Im Großen und Ganzen erleben die Gesprächspartner*innen das Auftreten der BGZ an beiden Standorten positiv. In den Gemeinden Brokdorf und Gundremmingen betont man die ausschließlich gute Zusammenarbeit mit den Betreibern. „Man hat ein besseres Gefühl damit, dass die BGZ jetzt der Betreiber des Zwischenlagers ist und nicht RWE“ [Süd 1_kritische Öffentlichkeit]. Die Vertreter*innen der beiden Standorte begrüßen vor allem die Offenheit der BGZ. Es gebe mehr Vertrauen in eine Bundesgesellschaft als in einen Konzern oder eine Aktiengesellschaft. Zudem „könne man mit der BGZ auch mal konstruktiv streiten und sich danach trotzdem noch in die Augen schauen“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit].

In den Gemeinden hebt die Mehrheit der Gesprächspartner*innen die regelmäßigen öffentlichen Veranstaltungen hervor und begrüßt den Aufwand, welcher seitens der BGZ betrieben wird. In Brokdorf passiere die Information der Bevölkerung über Stelltafeln, die Homepage und in Zeitungen. An beiden Standorten wird aber auch die geringe Teilnahme der Bevölkerung an den Informationsveranstaltungen zum Stand des Zwischenlagers bemängelt. Trotzdem betont eine/r der Akteur*innen aus Brokdorf, „das geringe Interesse in der Bevölkerung sei kein Grund weniger zu informieren“ [Nord 1_Politik]. Auch in Gundremmingen haben die Gesprächspartner*innen die Erwartung an die BGZ „Rede und Antwort“ zu stehen.

Im weiteren Umkreis der Gemeinde Brokdorf wird allerdings geäußert, zu wenig von der BGZ mitzubekommen. „Hier ist die BGZ bisher nicht als Akteur aufgetreten“ [Nord 2_Wirtschaft], so ein/e der Interviewten aus dem Umkreis von Brokdorf. Es entstehe der Eindruck, dass sich die Beteiligung der Bevölkerung eher auf die Standortgemeinde konzentriere und mit der Entfernung zum Standort abnehme. In Gundremmingen informiere die BGZ über ein Infomobil, um Präsenz zu zeigen. Dennoch entstehe auch hier der Eindruck, dass sich die Bevölkerungskommunikation auch nur auf Gundremmingen und den nahen Umkreis konzentriere und weder den gesamten noch die angrenzenden Landkreise einbeziehe.

In Gundremmingen befürchtet eine/r der Interviewten, dass die Aufteilung der Vorhabensträger in BGZ und BGE dazu führen könne, dass Zuständigkeiten unter den Tisch fallen und Verantwortung hin und her geschoben werden könnte. Man hänge von der BGE und ihrem Prozess ab, „weil der Rückbau davon abhängt, wann Konrad freigegeben wird und wann ein Endlager gefunden wird“ [Süd 4_Politik], kritisiert eine/r der Akteur*innen und weiter: „Die BGZ ist damit beschäftigt die Autarkie des Zwischenlagers herzustellen. Sie sind aber nicht zuständig für ein Endlager. Die BGE muss in die Pötte kommen.“

Generell hofft man an beiden Standorten auf eine schnelle und erfolgreiche Endlagersuche. „Ja, wir haben jetzt das Zwischenlager und müssen es ertragen. Aber es wird schon darauf gesetzt, dass das Endlager zügig umgesetzt wird...“ [Süd 3_Wirtschaft], so eine/r der Interviewten in Gundremmingen. „Dass man schnell ein Endlager findet“ [Süd 2_Politik], würde auch von der Bürgerinitiative vor Ort gefordert werden. Einig ist man sich bei der Meinung, dass „bis das Endlager gefunden wird, muss dafür gesorgt werden, dass das Zwischenlager sicher ist“. Dies sei für viele das Wichtigste. Dazu bräuchte es Konzepte, die sowohl kurz-, mittel-, und langfristig Sinn machen. In diesem

Zusammenhang hofft man an beiden Standorten auf ein weiterhin offenes und zielführendes Miteinander mit der BGZ.

5.2.3 Erwartungen an den Prozess einer Nachfolgenehmigung

Erwartungen an die Öffentlichkeitsbeteiligung

Wenn es um die Erwartungen an die Öffentlichkeitsbeteiligung während des Prozesses für eine Nachfolgenehmigung, für die notwendige Verlängerung der Zwischenlagerung geht, stimmen die Botschaften der Gesprächspartner*innen miteinander überein, Die breite Öffentlichkeit muss einbezogen werden. Die Art und Weise, wie das geschehen soll, wird jedoch unterschiedlich gesehen.

In Brokdorf ist sich eine/r der Interviewten sicher, dass „sich die Bürgermeisterin wünscht, dass auch der Ort eingebunden wird“ [Nord 3_Wirtschaft]. In Gundremmingen sind die Meinungen hinsichtlich der Beteiligung verschiedener Akteur*innen unterschiedlicher. „Es ist immer leicht gesagt, die Bevölkerung zu integrieren, aber es macht ja keinen Sinn“ [Süd 6_Politik]. Die Mehrheit sei sich hier sicher, dass es mehr Sinn mache, nur die NGOs und die Kommunalpolitik als Stellvertreter der Bürger*innen einzubeziehen. Hier wäre das nötige Fachwissen und mit einer guten Zusammenarbeit könne der Prozess einfach gestaltet werden, so die Vorstellung einiger Vertreter*innen der Kommunalpolitik am Standort Gundremmingen.

Außerdem sei man sich einig, dass man auch weitere Akteur*innen wie Wissenschaftler*innen und die Presse frühzeitig mit einbeziehen und ins Boot holen sollte, denn „[Anmerk.: negative] Stimmung zu erzeugen macht keinen Sinn und verursacht Ängste“ [Süd 2_Politik].

An dieser Stelle betonen die Gesprächspartner*innen an beiden Standorten die wichtige Arbeit der Bürgerinitiative, „auf deren Arbeit man vertraut und sich verlassen könne“ [Nord 2_Wirtschaft]. Dies ist mit Respekt für die Aktivist*innen verbunden, „die sich den Kampf gegen die Atomenergie zur Lebensaufgabe gemacht hätten“ [Nord 2_Wirtschaft]. In diesem Kontext ist sich ein/e andere/r Interviewte/r in Gundremmingen sicher, dass „es eigentlich ganz einfach ist: „Wenn der Betreiber ein neues Baukonzept beantragt, müsste er auf die BI und die Landräte zu kommen und dann mal fragen, was erwartet wird“ [Süd 2_Politik]. Das wünschenswerte Ziel der Gesprächspartner*innen an beiden Standorten wäre „vorher reden, um hinterher nicht klagen zu müssen“ [Süd 2_Politik].

Generell würde der Genehmigungsprozess nur sehr lokal Auswirkungen haben, so die Einschätzung in Gundremmingen. „Die vor Ort werden sagen, das wollen wir nicht und die von weiter weg, denen ist es egal“ [Süd 7_Politik], so eine/r der Interviewten. Nichtsdestotrotz glaubt die große Mehrheit der Akteur*innen an beiden Standorten, dass es aus den Gemeinden selbst bezüglich der Neugenehmigungen wenig Protest geben würde. In Gundremmingen hoffe man darauf, dass der Prozess der Neugenehmigungen im Großen und Ganzen einvernehmlich mit der Bevölkerung ablaufe. Dazu sei es wichtig, dass man zu jeder Zeit die Standortgemeinden in die Genehmigungsprozesse mit einbeziehe und den Belangen der Beteiligten Gehör schenke.

Hinsichtlich des Genehmigungsverfahrens wird erwartet, dass es möglichst transparent ablaufen sollte. „Man sollte über den Zustand berichten, Risiken und Nachbesserungen aufzeigen und darstellen“ [Süd 6_Politik], so eine Person aus der Region Gundremmingen. „Beteiligung macht nur Sinn, wenn sie transparent ist.“ Zudem wünschen sich die Gesprächspartner*innen eher Infoveranstaltungen als nur ein Auslegen der Informationen im Amt.

In Brokdorf wird die Einschätzung geäußert, dass die Komplexität der Sachlage die breite Öffentlichkeit überfordere. „Es sind so viele Teilinformationen, die nur die Fachebene oder die Enthusiasten durchschauen“ [Nord 2_Wirtschaft], so eine/r der Gesprächspartner*innen in Brokdorf. Dennoch wäre eine strukturierte Information über eine benötigte Verlängerung der Zwischenlagerung und die möglichen Optionen wichtig und interessant.

In Gundremmingen erwartet man zudem ein langfristiges Konzept bezüglich der Zwischenlagerung und dass Termine gehalten werden. „Je mehr Zeit verstreicht, desto schwieriger wird es die Leute zu überzeugen“ [Süd 5_Politik], so eine Person vom Standort Gundremmingen.

Ebenfalls würde deutlich, wie viel Vertrauen die Politik in der Vergangenheit verspielt habe. „Es muss intensiv aufgeklärt und informiert werden, um solche Fälle [Anmerk.: gemeint sind das Auslaufen bzw. das Rückziehen der Genehmigungen an den Standorten Jülich/Brunsbüttel] zu vermeiden“ [Nord 1_Politik], so eine/r der Akteur*innen. Andererseits wird der Genehmigungsentzug in Brunsbüttel auch als starkes Signal des deutschen Rechtssystems bewertet. So befindet eine/r der Interviewten: „es war schon ein gutes Gefühl zu sehen, dass man eine Genehmigung auch mal einziehen kann. In Bayern haben wir bisher alle Prozesse verloren. Das wäre hier gar nicht möglich. Es war generell gut zu sehen, dass es anders geht und sich was tut“ [Süd 1_kritische Öffentlichkeit].

Weitere Defizite in der Vergangenheit, die laut Angaben der Gesprächspartner*innen besser nicht wiederholt werden sollten, sind der Umgang mit den Interessierten in der Bevölkerung und den BIs, die beispielsweise Einwendungen erheben wollen. So sei auch die Auslage der Unterlagen und die Freigabe von Informationen umständlich und schwierig gewesen. Bei der Informationsbeschaffung würden den NGOs zu viele Steine in den Weg gelegt werden, kritisiert eine Person am Standort Gundremmingen.

Des Weiteren sehen einige der Interviewten die Verzögerung bei den Entwicklungen um Schacht Konrad und das ständige Verschieben der Entscheidungen als äußerst kritisch. „Uns hat der Gesetzgeber versprochen, dass wir 2046 eine Lösung haben“ [Süd 4_Politik]. „Seit 20 Jahren verspricht uns die Politik, dass der Schacht Konrad eröffnet wird und seit 20 Jahren wird die Eröffnung immer weiter verschoben“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit]. Auch dies führe zu einem enormen Vertrauensverlust und erzeuge keinerlei Glaubwürdigkeit. Zudem würde zu viel Geld verbrannt. Das hätte zur Konsequenz, dass „die Bevölkerung der Politik nicht glaube, dass sie es noch ernst meint“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit].

Daher ist sich die Mehrheit der Interviewten am Standort Süd sicher, dass „man es den Leuten schmackhaft machen muss“. Am Ende wird immer die Frage kommen, „wer zahlt das und was kriegen wir?“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit]. Es werde erwartet, dass die Akteur*innen früh auf die Region zu gehen und die Gründe für ihr Handeln darlegen. Zuletzt kommt der Hinweis aus Gundremmingen: „(...) dann muss auch die BGZ und Politik ein Wort aussprechen, welches in Deutschland nicht viele kennen: Entschuldigung. Das hebt viele Barrieren auf“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit].

Ein weiterer Aspekt wird in Gundremmingen aufgeworfen: Was denn in Brunsbüttel passiert sei, seitdem die Genehmigung entzogen wurde und eine/r der Interviewten beantwortet sich die Frage selbst: „Nichts. Also es macht keinen Unterschied. Ich habe vor Ort immer noch ein Zwischenlager, ob das jetzt genehmigt ist oder nicht“ [Süd 4_Politik]. Das Genehmigungsverfahren sei am Ende eine Unterschrift auf einem Papier. Ob Unterschrift oder nicht werde man am Standort selbst aber nicht merken. „Es wird also entweder eine Genehmigung geben, obwohl der Ort sagt, nein, das wollen wir nicht, oder wie im Fall Brunsbüttel, werden wir keine Genehmigung und trotzdem das Zwischenlager haben“ [Süd 4_Politik].

Lernen aus dem Standortauswahlverfahren für die Öffentlichkeitsbeteiligung

Ob das Standortauswahlverfahren hinsichtlich der Öffentlichkeitsbeteiligung auch für Zwischenlageregenehmigungen beispielgebend ist, wird von den Interviewten unterschiedlich beurteilt. Generell wird an beiden Standorten das Standortauswahlverfahren für gut befunden. Hierbei werden vor allem die Diskussionen in Fachgremien und bei den zahlreichen Infoveranstaltungen begrüßt. „Es [Anmerk.: gemeint ist das Standortauswahlverfahren] ist ein sehr guter Ausgangspunkt, auf dem man aufbauen kann“ [Süd 1_kritische Öffentlichkeit]. So wäre ein solcher Ansatz auch für die Frage der Zwischenlagerung wünschenswert und sollte ausgebaut werden.

In Brokdorf ist man derselben Meinung. Eine/r der Gesprächspartner*innen bemängelt jedoch, dass man sich zu sehr selbst über das Standortauswahlverfahren informieren müsse und die Medien zu wenig darüber berichten. Kritikpunkte beim Standortauswahlverfahren sind zudem, dass die Diskussionen teilweise nicht genügend tief gehen. Andererseits sei man schnell überfordert vom Verfahren an sich. Organisationen wie das Nationale Begleitgremium (NBG) werden daher für sehr wichtig gehalten.

Die meisten der Akteur*innen halten es nicht für sinnvoll, die Elemente der Öffentlichkeitsbeteiligung des Standortauswahlverfahrens auf das Verfahren für die Nachfolgenehmigung der Zwischenlagerung zu übertragen. In Gundremmingen befindet eine/r der Interviewten, dass sich die Verfahren zu sehr unterscheiden, da man ja schon Standorte für die Zwischenlagerung hätte und keine neuen suchen müsste.

Kompensationen

Beim Thema Kompensationszahlungen gehen die Meinungen bei den Gesprächspartner*innen deutlich auseinander. Das gesamte Spektrum – von Kompensationen sind kontraproduktiv („ich würde mich gekauft fühlen“ [Süd1_kritische Öffentlichkeit]), über Enthaltungen bis hin zu Kompensationen dienen dem Lastenausgleich oder sind Voraussetzung für eine erfolgreiche Nachfolgenehmigung für die Zwischenlagerung – werden genannt. Dabei geht es den Interviewten nicht zwingend um einen monetären Ausgleich.

In Brokdorf wird darauf verwiesen, dass das Zwischenlager eine gesamtgesellschaftliche Last darstellt, welche z. B. durch Kompensationen gewürdigt werden müsste. Wie bereits unter dem Stichwort Strukturwandel angesprochen, erfolgt der Vergleich mit dem Kohleausstieg und dem Umgang mit den Kohleregionen. „So sollte man auch mit den Standorten der Zwischenlager verfahren, um strukturelle Ausgleichsmaßnahmen zu schaffen“ [Nord 1_Politik]. Eine andere Person sieht Kompensation nicht unbedingt bei finanziellen Mitteln. Stattdessen müsste eine gewisse Unterstützung da sein, z. B. müsste das Land oder der Bund für die Ansiedlung neuer Technologien und Gewerbe, die Verbesserung der Infrastruktur und zur wirtschaftlichen Stärkung der Region beitragen. Kompensationen, die in die Entwicklung der Region fließen, wären sehr hilfreich, so eine/r der Interviewten aus Brokdorf. „Es bräuchte einen regionalen Strukturtopf. In der Zukunft werden auch irgendwann die finanziellen Polster der Gemeinde Brokdorf durch die jahrzehntelangen Gewerbesteuer-einnahmen aufgebraucht sein, von denen hatte nicht nur Brokdorf, sondern die ganze Wilstermarsch profitiert“ [Nord 2_Wirtschaft].

Auch in Gundremmingen gibt es verschiedene Ideen und Meinungen beim Thema Kompensation. Einzelne Gesprächspartner*innen äußern keine dezidierte Meinung. Einige Stimmen sagen, man hätte doch mit den Gewerbesteuer-einnahmen genug profitiert und das Zwischenlager sei nicht mit dem Kernkraftwerk und dessen Risiken zu vergleichen. Von anderer Seite heißt es, Kompensationen

seien in allen Bereichen gut, egal ob diese für die Entstehung eines Naturschutzgebietes oder den Ausbau der Wasserversorgung eingesetzt werden würden. Deutlich wird bei den Meinungen der Interviewten in Gundremmingen, dass einzig die Gemeinde Kompensationen erhalten sollte. „Vielleicht auch noch der Landkreis Günzburg, aber weiter sollte man den Radius nicht ziehen“ [Süd 2_Politik], so eine/r der Interviewten. Denn „wer die Lasten trägt, der sollte auch gewisse Vorteile haben“ [Süd 4_Politik].

Allen ist wichtig: Keine/r der Vertreter*innen möchte „gekauft worden sein“, stattdessen wünschen sich die Gesprächspartner*innen mehrheitlich, dass mindestens der für die Gemeinde zu treibende Aufwand und die Lasten finanziell abgedeckt würden. Ein zentraler Punkt der Gespräche ist hier die Frage nach dem Brandschutz, der für ein autarkes Zwischenlager von der Gemeindefeuerwehr zu leisten ist. Eine/r der Akteurinnen ist sich sicher, „dass es umso schwieriger werden würde, junge Menschen für die Freiwillige Feuerwehr zu gewinnen, wenn man so eine Anlage mit höherem Risiko vor Ort hätte“ [Süd 4_Politik]. Zudem müsste man sich den ständig ändernden Brandschutzrichtlinien anpassen, was die Gemeinde bei der Materialanschaffung vor enorme finanzielle Aufgaben stellt. „Die Last ist nicht nur das Zwischenlager, sondern dass wir eine funktionierende Feuerwehr bereitstellen müssen“. Daher plädiert er/sie dafür: „Wer eine Verantwortung und eine Last übernimmt, der soll auch einen Ausgleich haben.“ Stand jetzt gäbe es diesen jedoch nicht, das wäre aber auch „eine mögliche Kompensation, die konsensfähig wäre“ [Süd 4_Politik]. Reine finanzielle Kompensation für die Anlage sei dagegen nicht unbedingt erwünscht, da „würde man sich argumentativ schwertun. Aber bei wirklichen Lasten ist es etwas anderes wie bei der Anschaffung eines neuen Feuerwehrautos für eine halbe Million Euro“ [Süd 4_Politik].

6 Orientierender Bewertungsansatz für die regionale Bedeutung von Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle

In diesem Kapitel werden die Erkenntnisse aus der teilnehmenden Beobachtung von Veranstaltungen und der Literaturrecherche (Kapitel 3) dem Fallbeispiel Schweizer Tiefenlager (Kapitel 4) und den Interviews an den Standorten Brokdorf und Gundremmingen (Kapitel 5) zusammengeführt, um daraus einen ersten orientierenden Bewertungsansatz abzuleiten, siehe dazu Kapitel 6.2. Dem vorangestellt wurde in Kapitel 6.1 eine Untersuchung der Interviews hinsichtlich der jeweiligen Perspektive auf die Region und den daraus abzuleitenden Auswertungsergebnissen. Das Kapitel 6.3 beinhaltet ein Fazit.

6.1 Erkenntnisse zum Begriff Region

Die Auswertung der Gespräche mit den Interviewpartner*innen an den Zwischenlagerstandorten verdeutlicht, dass der Begriff „Region“ hinsichtlich der Bewertung der regionalen Bedeutung und Wahrnehmung von Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle differenziert werden muss. Bei auf die Region bezogenen Aussagen muss unterschieden werden, von welchem Standpunkt der/die Betroffene berichtet und welche Funktion die Interviewten bekleiden. Dabei fällt auf, dass unterschiedliche Arten von Betroffenheiten existieren, welche je nach räumlicher Lage mit Abstufungen zu betrachten sind.

Die während dieser Studie befragten Gesprächspartner*innen verteilen sich an beiden Standorten auf verschiedene zu definierende Räume (Tabelle 6-1). Aussagen von Interviewten direkt vor Ort in den Standortgemeinden sind von solchen aus den umliegenden Gemeinden im Landkreis zu unterscheiden und können bei der Bewertung der Bedeutung und Wahrnehmung eines Zwischenlagers

für eine Region nicht gleich gewertet werden. Ebenso sollte berücksichtigt werden, ob der/die Befragte eine Funktion in der Kommunalpolitik bekleidet und Interessen der Bevölkerung repräsentiert oder in der Regionalplanung tätig ist. Daher stellt es einen Unterschied dar, ob eine Sicht von innen (Standortgemeinde) nach außen (Umkreis) oder von außen nach innen gerichtet ist. Für den Standort Brokdorf berichtete ein/e Vertreter*in von „innen“ aus der Gemeinde heraus und zwei der interviewten Akteur*innen nahmen die Sicht von „außen“ aus dem Umkreis ein. In Gundremmingen stehen drei Vertreter*innen aus der Standortgemeinde insgesamt vier Akteur*innen gegenüber, welche die Sicht von „außen“ aus dem Umkreis repräsentieren. Natürlich können aufgrund der qualitativen Studie mit kleinem Sample keine allgemeingültigen Aussagen getroffen werden. Vielmehr soll die räumliche Differenzierung der Aussagen als Beobachtung und Hinweis zu verstehen sein, die darauf verweisen möchte, dass es zwischen „innen“ und „außen“ Perspektive relevante Unterschiede geben kann, die berücksichtigt werden sollten. Darüber hinaus ist darauf zu verweisen, dass bei einer Bewertung der regionalen Bedeutung und Wahrnehmung auch immer beide Standpunkte als Gesamtheit der Region betrachtet werden sollten. Im Folgenden sollen einzelne Beispiele der differenzierten Ansichten herausgearbeitet werden.

Tabelle 6-1: Räumliche Zuordnung der interviewten Akteur*innen an den jeweiligen Standorten

Standort	Innen (Gemeinde)	Außen (Umkreis)
Brokdorf	1	2
Gundremmingen	3	4

Quelle: Eigene Darstellung

In Bezug auf wirtschaftliche Aspekte sollte beispielsweise berücksichtigt werden, dass z. B. Regionalentwicklung eher auf Landkreisebene stattfindet. Die Standortgemeinden sind in der regionalen Entwicklung und Planung eines Strukturwandels tendenziell weniger beteiligt. Im Fall unserer Studie sind beide Standortgemeinden sehr kleine Gemeinden, welche die Auswirkung eines Strukturwandels nur in geringem Maße beeinflussen können (z. B. durch Ausweisen von Gewerbeflächen). Am Beispiel Brokdorf zeigt sich beispielsweise, dass im Landkreis Steinburg mit dem Errichten von Technologiezentren ein Wandel und Ausbau der Dienstleistungs- und Technologiebranche stattgefunden hat. Dieser finde aber eher in den größeren Kreisstädten wie in diesem Fall Itzehoe statt, so eine/r der Interviewten. Auf kommunaler Ebene fehlten dafür die finanziellen und strukturellen Mittel. Auch bei den wirtschaftlichen Auswirkungen durch die Stilllegung der Kernkraftwerke gilt es Unterschiede in den Betroffenheiten zwischen Standortgemeinde und -umkreis zu berücksichtigen. Die Standortgemeinden sind oft sehr gut für die Zukunft aufgestellt, da man Jahrzehnte lang von Gewerbesteuererträgen profitiert hat, welche vorrausschauend in verschiedene Projekte investiert wurden. Dagegen scheinen die Gemeinden, bspw. in der Wilstermarsch, im nahen Umkreis vom Standort Brokdorf deutlich betroffener vom Atomausstieg zu sein. Sie profitieren zwar von der guten Infrastruktur in der Standortgemeinde (z. B. Eishalle in Brokdorf), konnten sich aber keine eigenen finanziellen Polster aufbauen und sind jetzt durch die Stilllegung des Kernkraftwerksbetriebs auch von dem Verlust von Arbeitsplätzen betroffen.

In Bezug auf das Sicherheitsempfinden und die Wahrnehmung des Zwischenlagers lassen sich weitere Unterschiede in den Aussagen erkennen, wenn zwischen der „Innen“-ansicht aus der Standortgemeinde und der „Außen“-ansicht aus dem Umkreis differenziert wird. Den Aussagen der

Vertreter*innen der Standortgemeinden ist zu entnehmen, dass sich die große Mehrheit in den Gemeinden sicher fühle, da man schon seit Jahrzehnten mit den Technologien vertraut sei und mit den kerntechnischen Anlagen lebe. Zudem vertraue man vor Ort auf die BI und deren „Wächterarbeit“ und baue auf die engen Verflechtungen mit der kommunalen Politik. Darüber hinaus ist in beiden Standortgemeinden eine Identifikation mit den kerntechnischen Anlagen zu beobachten, die von den Interviewten bestätigt wird. Aus der Innensicht wird eher den Bewohner*innen des Umkreises Sorgen und Bedenken hinsichtlich des Zwischenlagers unterstellt. Hier fehle es an Information und Kenntnis der Technik. Auch besteht an den Standorten selbst die Einschätzung, dass die Demonstranten eher von außerhalb kämen.

Bezüglich der Sichtbarkeit der kerntechnischen Anlagen wird es mit dem voranschreitenden Rückbau Veränderungen geben. Beispielsweise scheinen die Kühltürme eine größere Bedeutung für die gesamte Region gehabt zu haben. So beschreibt eine/r der Interviewten aus Gundremmingen: „Solange es noch aus den Kühltürmen gedampft hat, hat man auf der Autobahn immer gewusst, entweder jetzt ist man zu Hause oder ah, da ist Gundremmingen“ [Süd 5_kritische Öffentlichkeit]. Die Sichtbarkeit wird hier als Ortsbezug bewertet. Andere Einschätzungen deuten die Kühltürme auch als eine Art Denkmal für das nukleare Erbe. Mit der Stilllegung und dem Rückbau der Kernkraftwerke fällt dieses bald weg. Sowohl in Gundremmingen selbst als auch im nahen Umkreis äußern Vertreter*innen daher die Sorge, dass das Zwischenlager vergessen werden würde, sobald der Rückbau abgeschlossen sei.

Bezüglich der Öffentlichkeitsbeteiligung lässt sich aus den Aussagen der Akteur*innen schließen, dass eine Beteiligung der Bevölkerung an Informationsveranstaltungen beispielsweise eher am Standort in der Gemeinde stattfindet. Dieser Eindruck lässt sich damit untermauern, dass bisher keiner der Interviewpartner*innen aus den Umkreisen beider Standorte die Arbeit der BGZ in der Region wahrgenommen hat und offensichtlich kaum Wirkung in die Landkreise hinein stattfindet. „Information reicht nicht so weit“ [Süd 2_Politik], bemängelt eine/r der Vertreter*innen aus dem Umkreis von Gundremmingen und dass die BGZ nur unmittelbar am Standort wirke. Weitere Stimmen aus dem Umkreis bestätigen dies mit Aussagen, dass es keine direkten Anknüpfungspunkte mit der BGZ gebe und die Information über die Themen der Zwischenlagerung nur in den Standortgemeinden geschehe. Dagegen hält eine andere Stimme aus der Region: „Macht eine Beteiligung einer größeren Region Sinn?“ [Süd 6_Politik], außer dass es möglicherweise mehr Ablehnung gebe. Auch im Hinblick auf das eher geringe Interesse, welches mit der Entfernung noch weiter abnehme, sei diese Frage zu stellen. Eine Stimme aus der Gemeinde Gundremmingen äußert einen ähnlichen Gedanken, „es wäre schön, wenn die Region beteiligt werden würde, aber dann stelle ich mir die Frage, was wäre denn das Ergebnis?“ [Süd 4_Politik] und hinterfragt den Mehrwert einer größeren regionalen Informationskampagne. Trotzdem wünschen sich mehrere Akteur*innen im Umkreis, dass man [Anmerk.: gemeint ist die BGZ] früher auf die gesamte Region zu gehe und die Gründe für das Handeln darlege. Man wünsche sich, von der BGZ proaktiv eingeladen zu werden. Zudem würden Infoveranstaltungen mehr bewirken als das Auslegen von Informationen im Amt. Dann würde man vielleicht auch in den umliegenden Gemeinden das Interesse steigern können.

Diese Ergebnisse zeigen, dass für den Bewertungsansatz jeweils analysiert werden muss, auf welche Region (z. B. Gemeinde, Landkreis) die jeweilige Fragestellung anzuwenden ist. Im nachfolgend dargestellten ersten Entwurf eines Bewertungsansatzes werden dazu erste Einschätzungen gegeben.

6.2 Orientierender Bewertungsansatz

Die Ergebnisse aus dem Literaturreview und der teilnehmenden Beobachtung an Veranstaltungen aber auch der Interviews zeigen, dass das Thema Sicherheit die größte Relevanz für alle Akteur*innen hat (s. auch Kapitel 3). Darüber hinaus hat insbesondere aus Sicht der NGOs die Ausgestaltung von Öffentlichkeitsbeteiligung generell sowie insbesondere im zukünftigen Genehmigungsverfahren hohe Relevanz. Das Fallbeispiel Tiefenlager Schweiz zeigt, dass für die Regionen (repräsentiert in den Regionalkonferenzen aber auch durch die Kantone) die Themen wirtschaftliche und gesellschaftliche Entwicklung einer Region in Bezug auf kerntechnische Anlagen große Bedeutung haben. Für die inhaltliche Ausrichtung der geführten Interviews mit Akteur*innen aus den Gemeinden sowie Umfeld der Zwischenlagerstandorte Brokdorf und Gundremmingen wurden drei Schwerpunktthemen identifiziert:

- Wirtschaftliche Stärken der Region und Strukturwandel aufgrund der Stilllegung des KKW.
- Wahrnehmung des Zwischenlagers in der Region, seiner Risiken und daran anknüpfende Sicherheitsaspekte.
- Erwartungen an den Genehmigungsprozess für eine verlängerte Zwischenlagerung.

Daraus abgeleitet werden die drei Dimensionen Wirtschaft und Gesellschaft, Wahrnehmung von Sicherheit und prozedurale Ausgestaltung. Sie bilden das Gerüst des hier vorgestellten ersten Bewertungsansatzes. Im Folgenden werden die Dimensionen und die Erkenntnisse, auf denen sie basieren, näher vorgestellt. Herausgearbeitet wurden Merkmale, die die Dimensionen jeweils charakterisieren. Diese werden unterfüttert mit Indikatoren oder Fragestellungen, auf deren Basis der Bewertungsansatz operationalisiert werden kann.

Dimension Wirtschaft und Gesellschaft

Untersuchungen (Kramer 2019; Simon Philipp Kretz 2015) zeigen, dass einerseits der Verbleib des Zwischenlagers und andererseits der Wegfall der Kernkraftwerke Neigungen zum Wegzug in der Region verstärken. Das Zwischenlager wird mehrheitlich als großer Unsicherheitsfaktor wahrgenommen (Simon Philipp Kretz 2015). Zudem machen sich kommunale Vertreter*innen Sorgen um den Ruf ihrer Gemeinde (Kramer 2019).

In der Schweiz zeigen die in Kapitel 4 vorgestellten Untersuchungen, dass die Benennung einer Region als potenzielle Standortregion für ein Schweizer Tiefenlager nicht zu einer gesteigerten Wegzugsneigung im Vergleich zur sonstigen Schweiz führt. In den Standortregionen wuchs die Bevölkerung. Auch Einkommensentwicklung und Beschäftigung blieben stabil. Obwohl die Mehrheit der Bevölkerung in den Regionen das Vorhaben ablehnt, sind die Immobilienpreise wie in anderen Regionen auch gestiegen. Zugrunde gelegt wurden Daten, die in guter Qualität regelmäßig verfügbar sind, um die sozioökonomische Entwicklung der Regionen nachzeichnen und mit anderen Regionen vergleichen zu können (B,S,S und Infracosult 2019). Dies führte dazu, dass den einzelnen Indikatoren je nach Verfügbarkeit der Daten unterschiedlich große Regionen zugeordnet wurden. Wie sich z. B. Umzugsneigung, Beschäftigung oder Immobilienpreise nach der tatsächlichen Standortfestlegung entwickeln werden, kann aus den Untersuchungen noch nicht abgeleitet werden.

Die zwei untersuchten Kernkraftwerks- bzw. Zwischenlagerstandorte in Deutschland werden als industriell geprägt wahrgenommen. Neben dem Kernkraftwerk ist in den beiden Standortkommunen und in der Umgebung mittelständisches Gewerbe angesiedelt. Andere Wirtschaftszweige wie Landwirtschaft oder Tourismus spielen in den Kommunen Brokdorf und Gundremmingen eine

untergeordnete Rolle. Dies kann aber bereits in den Nachbarkommunen anders sein. Beispielsweise ist der Tourismusmagnet Legoland in Günzburg nur 16 km von der Gemeinde Gundremmingen entfernt (s. Anhang II). Die Umgebung von Brokdorf ist auch landwirtschaftlich geprägt. Die zukünftige wirtschaftliche Entwicklung der beiden Standorte wird von den Interviewpartner*innen eher im gewerblich/industriellen Bereich insbesondere im Energiesektor gesehen (s. Kapitel 5).

Die Interviews zeigten auf, dass beide Standorte stabile wirtschaftliche Verhältnisse aufweisen, da beide Gemeinden ihre Geldanlagen langfristig investiert haben. Der Wegfall der Arbeitsplätze aufgrund der Stilllegung der Kernkraftwerke wurde zwar sozial verträglich gestaltet, es gab aber auch Hinweise, dass die hohe Ingenieursdichte nicht in der Kommune bzw. der unmittelbaren Region aufgefangen werden könne. Dem Zwischenlager selbst wird keine wirtschaftliche Bedeutung beigegeben. Aus der Literatur (Kramer 2019) und den Interviews geht hervor, dass Überlegungen zur Nachnutzung der Kernkraftwerksflächen noch ganz am Anfang stehen und im Wesentlichen von den Entscheidungen der jeweiligen Energieversorgungsunternehmen (EVU) abhängen.

Da der KKW-Rückbau noch viele industriell geprägte Arbeitsplätze aufweist, ist davon auszugehen, dass auch an anderen Standorten dezentraler Zwischenlager die industrielle Ausrichtung bedeutsam ist. Eine Weiterentwicklung im Energiesektor in Richtung erneuerbarer Energien anzustreben, wäre eine Fortsetzung der Historie als energieverzeugende Region und könnte eine Nachnutzung der vorhandenen Infrastruktur ermöglichen. Entsprechende Zusagen gibt es aber von Seiten der ansässigen EVUs aktuell keine.

Auf Basis der oben genannten Aspekte können für einen orientierenden Bewertungsansatz die in Tabelle 6-2 dargestellten Merkmale sowie zur Operationalisierung relevante Indikatoren und Fragestellungen festgehalten werden. Da die wirtschaftliche Entwicklung einer Region nicht ausschließlich auf der kommunalen Ebene erfolgt, ist hier auch der Landkreis mit zu betrachten.

Tabelle 6-2: 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	Gewerbeansiedlung 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)

		(geplante) Industrieansiedlung im Umfeld des Zwischenlagers
--	--	---

Quelle: Öko-Institut e. V.

Dimension Wahrnehmung von Sicherheit

Die Sicherheit des Zwischenlagers ist die entscheidende Fragestellung für eine Region und für alle Akteur*innen. Die Einschätzungen, was ein sicheres Zwischenlager ausmacht und wie dies zu überprüfen ist, gehen dabei aber häufig auseinander. Dies geht sowohl aus den geführten Interviews (Kapitel 5) als auch aus den teilnehmenden Beobachtungen von Veranstaltungen zur Zwischenlagerung hervor (s. Kapitel 3.1). Die Kenntnisse über konkrete Sicherheits- oder Sicherungsmaßnahmen sind unterschiedlich hoch. Entsprechend befasst sich diese Dimension nicht mit der (technisch zu bewertenden) Sicherheit, sondern mit der Wahrnehmung der Sicherheit aus der gesamten Region heraus.

Prinzipiell lässt sich aus den Interviews ableiten, dass das Interesse in den Standortgemeinden an dem Zwischenlager als eher gering eingeschätzt wird und mit zunehmender Entfernung weiter abnimmt. Zudem gab keine/r der Interviewten an, sich durch das Zwischenlager übermäßig unsicher zu fühlen. Dieses Ergebnis überrascht, da es den Erkenntnissen der Studie von Kretz widerspricht (Simon Philipp Kretz 2015), nach der sich eine deutliche Mehrheit unsicher bzw. sehr unsicher mit dem Zwischenlager in der Nähe fühlt. Aus den Untersuchungen in der Schweiz lässt sich wiederum ableiten, dass kerntechnische Anlagen die unbeliebtesten Infrastrukturanlagen im Vergleich zu beispielsweise Flughäfen oder Hochspannungsleitungen in der Wohnumgebung sind (Wüest Partner 2023).

Die Interviewten (s. Kap. 5) führten das Gefühl der Sicherheit u. a. auf das erheblich geringere Gefährdungspotential im Vergleich zum Kernkraftwerk, auf die Entfernung des eigenen Lebensumfelds zum Zwischenlager oder auf die Akteur*innen, die bereits „aufpassen“ wie die kommunale Politik oder die NGOs vor Ort zurück. Es wurden aber auch Themen genannt, deren Handhabung in der Vergangenheit Unverständnis ausgelöst haben, wie die Umsetzung unterschiedlicher Baukonzepte für Zwischenlager auch abhängig vom Errichtungszeitpunkt oder Themen, die zukünftig wichtig werden können, wie das Alterungsverhalten der Behälter oder der Inventare. Auch Einwirkungen auf das Zwischenlager beispielsweise mit Waffengewalt wurden angesprochen sowie Einwirkungen aufgrund veränderter Wetterbedingungen durch den Klimawandel. Auf diese Aspekte wird regelmäßig bei Veranstaltungen durch die kommunale Politik und die kritische Öffentlichkeit hingewiesen (s. Tabelle 3-1). Ein weiteres Thema, das aus der teilnehmenden Beobachtung resultiert, ist die Sicherstellung, dass einerseits die Zahl der Transporte möglichst klein bleibt und andererseits die TLB jederzeit abtransportiert werden können. Hinsichtlich der Erforschung des Alterungsverhaltens besteht auch die konkrete Forderung, das Inventar zu untersuchen und dafür Behälter zu öffnen.

Bei den Angaben der Interviewten ist zu berücksichtigen, dass der größte Teil der Interviews geführt wurde, bevor die Zeitpläne der BGE bekannt waren, die zu einer Verlängerung der Zwischenlagerung führen werden. Der nun sicher abzusehende deutlich längere Betrieb der Zwischenlager kann aktuell bzw. auf Dauer zu veränderten Einschätzungen führen.

Aus diesen Themen wurden Merkmale für die Dimension Wahrnehmung von Sicherheit abgeleitet. Geeignete Indikatoren können z. B. die Angabe von Prüfzyklen und deren Ergebnisse aus den wiederkehrenden Prüfungen (WKP) oder den Ergebnissen der periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ), die alle zehn Jahre durchgeführt werden, sein. Diese Maßnahmen verdeutlichen ein

sicherheitsgerichtetes Vorgehen der Betreiber. Allerdings ist die Bewertung davon abhängig, wie umfassend diese Ergebnisse veröffentlicht werden. Die Fragestellungen dienen der Analyse der Wahrnehmung von Sicherheit in der Region. Dabei kann auch hier die Region nicht auf die Gemeindeebene begrenzt bleiben, zumindest Nachbargemeinden sollten einbezogen werden.

Tabelle 6-3: 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.	<p>Organisation innerer und äußerer Notfallschutz</p> <p>Welche Veränderungen nehmen Sie wahr bzw. sind geplant? Wie beeinflussen diese das Sicherheitsempfinden?</p> <p>Bedeutet Veränderungen eine größere oder geringere Belastung der Region?</p>
Baukonzept	Die unterschiedlichen Baukonzepte werden als unterschiedlich sicher bewertet. Gleichzeitig werden bauliche Nachrüstungen wahrgenommen und auf lange Sicht erwartet.	<p>Baukonzept und Stand der Nachrüstungen aktuell</p> <p>Baukonzepte der Zukunft (Diskussionsstand bzw. jeweiliger Stand von W+T)</p> <p>Prüfzyklen Gebäude</p> <p>Welche Bedeutung hat das Baukonzept für das Sicherheitsempfinden?</p>
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.	<p>Wie werden die Sicherheitsfunktionen des TLBs zum jetzigen Zeitpunkt bewertet?</p> <p>Prüfzyklen Behälter/Doppeldeckeldichtsystem</p> <p>Sind die Konzepte zur Reparatur von TLB aktuell ausreichend?</p> <p>Welcher Bedarf für eine „heiße Zelle“ wird gesehen (wann, wo)?</p>
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.	<p>Bewertung äußerer Einwirkungen (z. B. aus Stresstest, periodischer Sicherheitsüberprüfung)</p> <p>Liegen Konzepte für Entscheidungshandeln unter ungünstigen politischen und gesellschaftlichen Rahmenbedingungen vor?</p> <p>Liegen Konzepte zur Bewertung von Klimafolgen vor?</p>
Vertrauen in den Betreiber	Die BGZ ist ein Betreiber im Eigentum des Staates. Seine Verantwortung ist der sichere Betrieb der Zwischenlager bis zur Abgabe an ein Endlager.	Sind die Dialogangebote inhaltlich und organisatorisch ausreichend (Themen, Reichweite, Häufigkeit)?

Merkmale	Beschreibung	Indikatoren oder Fragestellungen
		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?

Quelle: Öko-Institut e. V.

Dimension prozedurale Ausgestaltung

Da mit dem Ablauf der Zwischenlageregenehmigungen nach 40 Jahren noch kein Endlager zur Verfügung stehen wird, sind sich anschließende neue Genehmigungen erforderlich. Aus der Literatur, der teilnehmenden Beobachtung und den Interviews lässt sich ein Spektrum an Anforderungen und Vorstellungen dazu ableiten. Einheitlich ist die Vorstellung aller Akteur*innen, dass das Genehmigungsverfahren vollumfänglich sein muss, d. h. einschließlich einer Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) mit Erörterungsverfahren (siehe dazu auch Tabelle 3-1). Da die konkrete rechtliche Ausgestaltung des Genehmigungsverfahrens nicht in diesem Vorhaben betrachtet wird, werden unter der Dimension prozedurale Ausgestaltung Merkmale subsummiert, die vorbereitend adressiert werden sollten und die eine gelingende Öffentlichkeitsbeteiligung unterstützen können.

Insbesondere seit Bekanntwerden der verlängerten Zeitplanung für den Standortauswahlprozess wird die Forderung nach einer Würdigung der gesamtgesellschaftlichen Aufgabe der Lagerung hochradioaktiver Abfälle deutlicher. Aus den Interviews geht hervor, dass damit nur bedingt Kompensationszahlungen gemeint sind. Vorschläge adressieren eher eine strukturelle Unterstützung wie die Ansiedelung von Gewerbe oder die Unterstützung von nicht finanzierten Aufgaben mit einem Mehrwert für die Region. Hier wird explizit nicht die jeweilige Standortgemeinde, sondern die gesamte Region gesehen. In den Interviews wird an anderer Stelle aber auch darauf verwiesen, dass konkrete Lasten der Standortgemeinde wie die Ausstattung der Freiwilligen Feuerwehr, um den Brandschutz am zukünftig autarken Zwischenlager sicher zu stellen, kompensiert werden müssten.

Für den Neugenehmigungsprozess wird von den Interviewten eine umfassende Öffentlichkeitsbeteiligung erwartet. Ohne dass eine entsprechende Frage gestellt wurde, haben Interviewte von sich aus von Erschwernissen bei der Öffentlichkeitsbeteiligung in der Vergangenheit gesprochen. Es wird sogar auf den Bedarf einer Entschuldigung verwiesen. Hinweise auf Erschwernisse und Hemmnisse werden auch in den beobachteten Veranstaltungen gegeben (s. Tabelle 3-1). Sie können zukünftige Öffentlichkeitsbeteiligung deutlich belasten und sollten entsprechend aufgearbeitet werden.

Als wichtig wird von Seiten der Interviewten eine umfassende und transparente Informationsbereitstellung erwartet. Obwohl viele der Interviewten das Problem eines eher geringen Interesses insbesondere in der weiteren Umgebung sehen, ist Öffentlichkeitsbeteiligung nicht verzichtbar. Zudem sollte die Informationsbereitstellung und auch die Öffentlichkeitsbeteiligung nicht auf die Standortgemeinde begrenzt sein. Die Öffentlichkeitsbeteiligung des Standortauswahlverfahrens wird von

vielen als vorbildhaft bewertet aber als nicht unbedingt übertragbar. Trotzdem sollte eine Verbindlichkeit gegeben sein, beispielsweise wurden in Veranstaltungen rechtsverbindliche Formate gefordert.

Mehrfach wurde in den Interviews aber auch in den Veranstaltungen darauf verwiesen, dass der Betrieb des Zwischenlagers mit oder ohne Genehmigung keinen Unterschied hinsichtlich der Belastung der Region macht. Dies belastet das Gerechtigkeitsempfinden aber auch die Vorstellung eines ergebnisoffenen Genehmigungsverfahrens deutlich.

Die aus diesen Themen abgeleiteten Merkmale sind in Tabelle 6-4 zusammengestellt und beschrieben. Anhand der Indikatoren kann die prozedurale Ausgestaltung im Hinblick auf die Neugenehmigung der Zwischenlager charakterisiert werden.

Tabelle 6-4: 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 Lasten aus der ZL (z. B. Brandschutz)
Lernen aus Genehmigungsprozessen	Genehmigungsverfahren beispielsweise zu baulichen Veränderungen, zur zusätzlichen Zwischenlagerung von TLB aus UK 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 Verschlusssachen. Proaktive Informationsvermittlung unter Einbindung von Medien gelingt kaum.	Akteur*innen der Informationsbereitstellung Informationsformate, -radius und -frequenz Zielgruppen der Informationsformate Resonanz auf Informationsformate

Merkmale	Beschreibung	Indikatoren oder Fragestellungen
Öffentlichkeitsbeteiligung	In Genehmigungsverfahren ist im Rahmen der UVP ein Stellungnahme- und Erörterungsverfahren als formale Öffentlichkeitsbeteiligung durchzuführen. Ergänzend können zusätzliche Formen der Information und Öffentlichkeitsbeteiligung angemessen und sinnvoll sein, insbesondere wenn die Genehmigung langfristige Auswirkungen auf eine Region nehmen kann oder potenzielle Konflikte erwartet werden können.	<p>Akteur*innen der Öffentlichkeitsbeteiligung</p> <p>Formen der Öffentlichkeitsbeteiligung</p> <p>Zielgruppen der Öffentlichkeitsbeteiligung</p> <p>Resonanz auf die verschiedenen Formen der Öffentlichkeitsbeteiligung</p>
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.	<p>Mehrwert des Genehmigungsverfahrens (prozedurale Gerechtigkeit)</p> <p>Rechte und Pflichten der Akteur*innen</p>

Quelle: Öko-Institut e. V.

6.3 Fazit und offene Punkte

Eine Verlängerung von Zwischenlagereignisgenehmigungen über die genehmigten 40 Jahre hinaus hat einerseits Auswirkungen auf den Betrieb eines Zwischenlagers sowohl in technischer als auch organisatorischer Hinsicht und hat andererseits auch Auswirkungen auf die gesellschaftliche Wahrnehmung dieser Anlagen. Parallel findet an den Standorten dezentraler Zwischenlager durch den Rückbau der Kernkraftwerke ein erheblicher Strukturwandel mit ökonomischen und sozialen Auswirkungen statt

Aus der Literatur konnte nicht eindeutig abgeleitet werden, ob das Zwischenlager bzw. generell eine kerntechnische Anlage beispielsweise die Wegzugsneigungen oder die Einkommensentwicklung einer Region nachteilig beeinflusst. Große Auswirkungen hat allerdings der Kernkraftwerksrückbau sowohl auf die Einnahmensituation der Gemeinden als auch auf Aspekte wie die Ausbildungsstruktur der Einwohner*innen (z. B. rückläufiger Bedarf an Ingenieur*innen) und so ggf. auf die Einkommensentwicklung in der Region, so die Erkenntnisse aus den Interviews. Für die Region wird die Nachnutzung der Flächen sowie die Neuansiedelung von Gewerbe und Industrie von Bedeutung sein. Diesbezüglich kann sich das Zwischenlager ggf. als Hemmnis oder auch als Kristallisationspunkt auswirken. Im Bewertungsansatz werden diese Aspekte als Merkmale unter der Dimension Wirtschaft und Gesellschaft adressiert. Mit den Indikatoren und Fragestellungen soll untersucht werden, in welcher Situation sich die Region aktuell befindet mit dem Ziel, Maßnahmen für eine günstige Entwicklung zu einzuleiten.

Das Thema Sicherheit von Zwischenlagern wird einerseits intensiv diskutiert und bewegt andererseits nur einen kleinen Teil der Einwohner*innen in der Region. Diese widersprüchlichen Erkenntnisse lassen sich aus der teilnehmenden Beobachtung von Veranstaltungen und aus den geführten Interviews ableiten. Nicht vorhersagbar ist, wie sich das Interesse und die Diskussionen um sicherheitstechnische Themen und ihre Wahrnehmung in der Region entwickeln werden. Dabei ist zu berücksichtigen, dass der Aspekt der voraussichtlichen Dauer der Zwischenlagerung nicht in dem jetzt

diskutierten Umfang adressiert wurde. Die BGE hat ihre veränderten Zeitpläne Ende letzten Jahres vorgestellt und die Diskussionen dazu stehen aktuell erst am Anfang. Entsprechend haben sie nur bedingt Eingang in das Vorhaben gefunden. Das Autorenteam nimmt an, dass die Auswirkungen dieser Zeitplanungen auf die Zwischenlagerung die Einschätzungen in der Region verändern könnten. Entsprechend sollte dieser Aspekt weiter untersucht werden.

Da die genehmigte Zwischenlagerdauer von 40 Jahren nicht ausreicht, sind sich anschließende Genehmigungen erforderlich. Die Erkenntnisse aus den teilnehmenden Beobachtungen und den Interviews ergaben, dass diesbezüglich ein umfängliches Genehmigungsverfahren mit Umweltverträglichkeitsprüfung und umfassender Öffentlichkeitsbeteiligung von den meisten Akteur*innen erwartet wird. Gleichzeitig wurde auf Schwierigkeiten bei zurückliegenden Genehmigungsverfahren verwiesen. Der Bewertungsansatz berücksichtigt diese Aspekte unter der Dimension Prozedurale Ausgestaltung. Dabei wird nicht der konkrete rechtliche Rahmen des Genehmigungsverfahrens betrachtet, sondern vor allem die Merkmale, die vorbereitend adressiert werden sollten und die Anforderungen, die eine gelingende Öffentlichkeitsbeteiligung unterstützen können. Da sich insbesondere aus den Interviews als weiteres Thema die Würdigung der Zwischenlagerung als gesamtgesellschaftliche Aufgabe ableiten ließ, ist dies ebenfalls in den Bewertungsansatz eingeflossen. Im Hinblick auf die Operationalisierung sollte u. a. dieser Aspekt weiter ausgearbeitet werden.

Die Ergebnisse zeigten, dass die Bewertung einzelner Aspekte der Zwischenlagerung abhängig vom Abstand zur Anlage innerhalb der Region unterschiedlich ausfällt. Häufig wurde von der Interviewten unterschieden in die eigentliche Standortgemeinde, die umgebenden Gemeinden und den Landkreis. Im Bewertungsansatz wurde diese Unterscheidung bereits adressiert. Aber auch dieser Aspekt sollte weiter analysiert und konkretisiert werden. In das Vorhaben nicht einbezogen wurde zudem ein nationaler Blick auf das Thema der Zwischenlagerung.

Literaturverzeichnis

- AG SiKa - KES - Arbeitsgruppe Sicherheit Kantone, Kantonale Expertengruppe Sicherheit (2012): Anhörung zum Entsorgungsprogramm 2008, Stellungnahme.
- Akademie für Raumforschung und Landesplanung - Leibniz-Forum für Raumwissenschaften (2011): Moss, T. Planung technischer Infrastruktur für die Raumentwicklung: Ansprüche und Herausforderungen in Deutschland (Zukunftsfähige Infrastruktur und Raumentwicklung: Handlungserfordernisse für Ver- und Entsorgungssysteme). Akademie für Raumforschung und Landesplanung - Leibniz-Forum für Raumwissenschaften. H.-P. Tietz, & T. Hühner (Hg.). Hannover, zuletzt geprüft am 06.11.2021.
- AktivRegion Schleswig-Holstein (2007-2013): Holsteiner Auenland, AktivRegionen als Ideenschmieden der ländlichen Räume. Online verfügbar unter <http://www.aktivregion-holsteinerauenland.de/aktivregion>.
- Amt Wilstermarsch (2022): Land unterm Meeresspiegel - Wilstermarsch. Online verfügbar unter <https://www.wilster.de/startseite.html>.
- ARE - Bundesamt für Raumentwicklung (2010): Raumplanerische Beurteilungsmethodik für den Standortvergleich in Etappe 2, Methodik für die sozioökonomisch-ökologische Wirkungsstudie SÖW.
- ARE - Bundesamt für Raumentwicklung; Wüest und Partner (2011): Wirkungen von geologischen Tiefenlagern für radioaktive Abfälle auf die regionalen Immobilienmärkte, Schlussbericht.
- ASKETA - Arbeitsgemeinschaft der Standortgemeinden mit kerntechnischen Anlagen un Deutschland (2021): Information, Sicherheit, Erfahrung (Home). Online verfügbar unter <https://www.asкета.de/index.php>, zuletzt aktualisiert am 2021, zuletzt geprüft am 22.09.2021.
- AtG (2020): Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz).
- AtG (2021): Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit. Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz), AtG, Fassung vom 10.08.2021.
- Atommüllkonferenz (2018): Positionspapier "Zwischenlagerung hoch radioaktiver Abfälle".
- Atommüllreport (2022a): Abfall-Zwischenlager Ahaus.
- Atommüllreport (2022b): SZL Brokdorf. Online verfügbar unter <https://www.atommuellreport.de/daten/detail/szl-brokdorf.html>.
- Atommüllreport (2022c): SZL Gundremmingen. Online verfügbar unter <https://www.atommuellreport.de/daten/detail/szl-gundremmingen.html>.
- Augsburger Zeitung (2021): AKW Gundremmingen ist abgeschaltet: Atomgegner jubeln, Befürworter sprechen von "Irrsinn". Online verfügbar unter <https://www.augsburger-allgemeine.de/guenzburg/gundremmingen-einst-groesstes-akw-deutschlands-atomkraftwerk-gundremmingen-ist-abgeschaltet-id61405391.html>.
- B,S,S und Infracosult (2019): Infracosult - Boris Kaiser, Wolfram Kägi, Luzia Zimmermann (B,S,S), Dominik Schorneck, Thomas Bernhard, Bruno Streit, Anja Schorneck. Sozioökonomisches Monitoring zum Standortauswahlverfahren für geologische Tiefenlager: Pilotdurchführung und Pilotbericht. B,S,S und Infracosult.
- BASE - Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (14.11.2022): Pressemitteilung: Zum Zeitplan der Endlagersuche.

- BASE - Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (2020): Zwischenlager Brokdorf (Schleswig-Holstein). Online verfügbar unter <https://www.base.bund.de/DE/themen/ne/zwischenlager/standorte/kbr.html>.
- BASE - Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (2023): Zwischenlagerung / Transport, Standorte der Zwischenlagerung. Online verfügbar unter https://www.base.bund.de/DE/themen/ne/zwischenlager/standorte/standorte_node.html, zuletzt geprüft am 24.03.2023.
- BASE - Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung: Zwischenlager Gundremmingen (Bayern). Online verfügbar unter <https://www.base.bund.de/DE/themen/ne/zwischenlager/standorte/krb.html>, zuletzt geprüft am 01.11.2022.
- Bayerisches Landesamt für Statistik (2020a): Gemeinde Gundremmingen, 09 774 136. Eine Auswahl wichtiger statistischer Daten. Online verfügbar unter https://www.statistik.bayern.de/mam/produkte/statistik_kommunal/2020/09774136.pdf.
- Bayerisches Landesamt für Statistik (2020b): Landkreis Günzburg, 09 774. Eine Auswahl wichtiger statistischer Daten. Online verfügbar unter https://www.statistik.bayern.de/mam/produkte/statistik_kommunal/2020/09774.pdf.
- Becker, O. (2020): Aktuelle Probleme und Gefahren bei deutschen Zwischenlagern für hoch-radioaktive Abfälle. Unter Mitarbeit von BUND.
- BFE - Bundesamt für Energie (2008 (Rev. 2011)): Sachplan geologische Tiefenlager, Konzeptteil.
- BFE - Bundesamt für Energie (2011): Sachplan geologische Tiefenlager, Die Ausarbeitung von Vorschlägen für regionale Entwicklungsstrategien, Konzept zu Ablauf und Organisation.
- BFE - Bundesamt für Energie (2014a): Sozioökonomisch-ökologische Wirkungsstudie SÖW in Etappe 2, Methodikbericht.
- BFE - Bundesamt für Energie (2014b): Sozioökonomisch-ökologische Wirkungsstudie SÖW in Etappe 2, Schlussbericht.
- BFE - Bundesamt für Energie (2017): Leitfaden für die Regionalkonferenzen: Massnahmen zur gewünschten Entwicklung in der Standortregion.
- BFE - Bundesamt für Energie (2018a): Sachplan geologische Tiefenlager - Ergebnisbericht zu Etappe 2: Festlegungen und Objektblätter.
- BFE - Bundesamt für Energie (2018b): Sachplan geologische Tiefenlager Konzept regionale Partizipation in Etappe 3.
- BFE - Bundesamt für Energie (2020): Schlussbericht zur Pilotdurchführung, Monitoring der wirtschaftlichen und gesellschaftlichen Auswirkungen geologischer Tiefenlager.
- BFE - Bundesamt für Energie (2021a): Sozioökonomische und ökologische Auswirkungen eines geologischen Tiefenlagers auf die Standortregion Jura Ost, Synthesebericht (Version 5).
- BFE - Bundesamt für Energie (2021b): Sozioökonomische und ökologische Auswirkungen eines geologischen Tiefenlagers auf die Standortregion Nördlich Lägern, Synthesebericht (Version 3).
- BFE - Bundesamt für Energie (2021c): Sozioökonomische und ökologische Auswirkungen eines geologischen Tiefenlagers auf die Standortregion Zürich Nordost, Synthesebericht (Version 5).
- BFE - Bundesamt für Energie (2021d): Studien zu Wirtschaft und Gesellschaft sowie Monitoring im Sachplan geologische Tiefenlager, Übersichts- und Steuerungsdokument.
- BFE - Bundesamt für Energie (2022): Immobilienpreise im Kontext des geplanten Tiefenlagers Nördlich Lägern, Faktenblatt.

- BfS und BMU (20.06.2003): Pressemitteilung: Bund strebt Genehmigung für alle Atommüll-Zwischenlager bis Ende des Jahres an.
- BGE - Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (11.11.2022): Pressemitteilung: BGE tritt in die Diskussion über den Zeitplan bei der Endlagersuche ein.
- BGE - Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (2009): Das Brennelemente-Zwischenlager Gundremmingen. Online verfügbar unter <https://zwischenlager.info/standort/gundremmingen/>.
- BGE - Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (Hg.) (2020): BGE - Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH. Zwischenbericht Teilgebiete gemäß § 13 StandAG. Peine.
- BGZ - BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung (2021): Forum Zwischenlagerung - Rücknahme, Livestream der Veranstaltung vom 21.04.2021. Online verfügbar unter <https://forum-zwischenlagerung.bgz.de/themenforum-rueckfuehrung/>, zuletzt geprüft am November 2021.
- BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (2022): 4. Änderungsgenehmigung zur Aufbewahrung von Kernbrennstoffen im Standort-Zwischenlager in Brokdorf der BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH. Online verfügbar unter https://www.base.bund.de/SharedDocs/Downloads/BASE/DE/genehmigungsunterlagen/zwischenlager-dezentral/kbr-szl-4-aend.pdf;jsessionid=715C631360E9F5DBEFBAF62D762D7758.2_cid382?__blob=publicationFile&v=2.
- BMU - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (2019): Verzeichnis radioaktiver Abfälle (Bestand zum 31. Dezember 2019 und Prognose).
- BMU - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit (2020): Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle, Bericht der Bundesregierung für die siebte Überprüfungs-konferenz im Mai 2021.
- BMUB - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (2015): Programm für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Nationales Entsorgungsprogramm).
- BMUV - Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (10.11.2022): Pressemitteilung: Stellungnahme zum Zeitplan der Endlagersuche.
- Brokdorf-Elbe (2022): Brokdorf an der Elbe. Online verfügbar unter https://www.brokdorf-elbe.de/sites/default/files/styles/juicebox_medium/public/_DSC0499.jpg?itok=svmjz2Aa.
- Budermann, H.; Di Nucci, M. R.; Losada, A. M. I.; Köhnke, D.; Reichhardt, M. (2017): Auf dem Weg in die Endlagerung, Die Notwendigkeit der langfristigen Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. In: *GAI* 26 (2), S. 110–113. Online verfügbar unter <http://docserver.ingenta-connect.com/deliver/connect/oekom/09405550/v26n2/s13.pdf?expires=1636179521&id=0000&titleid=6690&checksum=9C6D20933978FA6EA7BF5D0F45FD8F83>, zuletzt geprüft am 06.11.2021.
- BUND (Hg.) (2022): Oda Becker. BUND-Stellungnahme zum geplanten Neubau eines Ersatztransportbehälterlagers (ESTRAL) bei Lubmin.
- Bundesagentur für Arbeit (2022): Statistik Günzburg, Bund, Länder, Kreise. Online verfügbar unter https://statistik.arbeitsagentur.de/Auswahl/raeumlicher-Geltungsbereich/Politische-Gebietsstruktur/Kreise/Bayern/09774-Guenzburg.html?nn=25856&year_month=202206.
- Bundesregierung Deutschland (2000): Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000.
- Bundestag (2002): Gesetz zur geordneten Beendigung der Kernenergienutzung zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität.

- Cima (2020): Kreis Steinburg Strategiepapier.
- Devine-Wright, P.; Batel, S. (2017): My neighbourhood, my country or my planet? The influence of multiple place attachments and climate change concern on social acceptance of energy infrastructure. In: *Global Environmental Change* 47, S. 110–120.
- Ecoplan (2016a): Konzept VU, Konzept für die «Vertieften Untersuchungen (VU)» in Etappe 3 des Standortauswahlverfahrens für geologische Tiefenlager. Bern.
- Ecoplan (2016b): Monitoringkonzept, Konzept für das Monitoring der wirtschaftlichen und gesellschaftlichen Auswirkungen geologischer Tiefenlager und des Standortauswahlverfahrens im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager. Bern.
- EnergieKüste (2022): EnergieKüste. Online verfügbar unter <https://energiekueste.de/>.
- EntsorgÜG (2017): Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit. Gesetz zur Regelung des Übergangs der Finanzierungs- und Handlungspflichten für die Entsorgung radioaktiver Abfälle der Betreiber von Kernkraftwerken (Entsorgungsübergangsgesetz - EntsorgÜG), EntsorgÜG.
- ESK - Entsorgungskommission (2015): Diskussionspapier zur verlängerten Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und sonstiger Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle.
- European Commission (2008): Einstellung zu radioaktiven Abfällen, Spezial Eurobarometer 297.
- European Commission (2010): Europäer und nukleare Sicherheit, Eurobarometer Spezial 324.
- EWN - Entsorgungswerk für Nuklearanlagen (2019): ESTRAL - Bericht über die frühe Öffentlichkeitsbeteiligung, Dezember 2017 bis Mai 2019.
- Focus Online (2022): Kraftwerk Gundremmingen abgeschaltet - Ein Dorf trauert um sein Atomkraftwerk: „Da blickt man schon mit Wehmut drauf“. Online verfügbar unter https://m.focus.de/finanzen/news/kraftwerk-gundremmingen-abgeschaltet-ein-dorf-trauert-um-sein-atomkraftwerk-kein-leben-mehr-in-den-betonkolossen_id_35803457.html.
- Gemeinde Brokdorf (2017): Gemeinde Struktur. Gemeinde Brokdorf (Hg.). Online verfügbar unter <https://www.brokdorf-elbe.de/gemeinde/struktur>.
- Gemeinde Gundremmingen (2021): Daten und Zahlen. Online verfügbar unter https://www.gundremmingen.de/Gemeinde/Zahlen_Daten_Wissenswertes.
- Geoportal (2022): Bayern Atlas. Online verfügbar unter <https://geoportal.bayern.de/bayernatlas/?E=610984.76&zoom=6&N=5368774.05&lang=de&topic=ba&bgLayer=atkis&catalogNumber=11>.
- GRS - Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH (2015): BAM - Geupel, S. (GRS), Hummelsheim, K. (GRS), Keßen, S. (GRS), Kilger, R. (GRS), Rowold, F. (GRS), Neles, J. (Öko-Institut), Schmidt, G. (Öko-Institut), Spieth-Achnich, A. (Öko-Institut), Völzke, H. (BAM), Wolf, D. Sicherheitstechnische Fragen der längerfristigen Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und verglaster hochradioaktiver Abfälle, Abschlussbericht des Vorhabens 3612R03300 (GRS-A-3824). Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH.
- GRS - Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH (2018): TÜV Nord Ensys - Hummerlsheim, K. (GRS), Rowold, F. (GRS), Kaufholz, P. (GRS), Behler, M. (GRS), Neles, J. (Öko-Institut), Spieth-Achnich, A. (Öko-Institut), Völzke, H. (BAM), Spykman, G. Neue Entwicklungen bei der längerfristigen trockenen Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen, Abschlussbericht des Vorhabens 4715E03310. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH.

- GRS - K. Hummelsheim, F. Rowold, P. Kaufholz, M. Behler; BAM Bundesanstalt für Materialforschung und –prüfung - J. Neles, A. Spieth-Achtnich (Öko-Institut e.V.), H.Völzke; G. Spykman - TÜV Nord Ensys (2018): Neue Entwicklungen bei der längerfristigen trockenen Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen, Abschlussbericht des Vorhabens 4715E03310.
- GRS (Hg.) (2010): (Ellinger, A. (GRS), Geupel, S. (GRS), Gewehr, K. (GRS), Gmal, B. (GRS), Hannstein, V. (GRS), Hummelsheim, K. (GRS), Kilger, R. (GRS), Wagner, M. (GRS), Schmidt, G. (Öko-Institut), Spieth-Achtnich, A. Sicherheitstechnische Aspekte der langfristigen Zwischenlagerung von bestrahlten Brennelementen und verglastem HAW, Anhänge zum Abschlussbericht 3607R02599.
- Hans Hagedorn und Hartmut Gaßner (2017): Beteiligung der Bürgerinnen und Bürger an einem Diskurs über die Zwischenlagerung hochradioaktiver Abfälle, Gutachterliche Stellungnahme für das Nationale Begleitgremium.
- Holstein Tourismus e.V. (2022): Holstein - Elbe & Auenland. Online verfügbar unter <https://www.holstein-tourismus.de/de/startseite.html>.
- Industrie und Handelskammer Schleswig-Holstein (Hg.) (2016): IHK Schleswig-Holstein. Infobrief Demografie Nr. 01. Online verfügbar unter <https://www.ihk.de/blueprint/servlet/resource/blob/3531518/ff182de2485e7a4fa8d9fcbadd886331/infobrief-demografie-data.pdf>.
- Internationale Atomenergie-Organisation (2008): IAEA - International Atomic Energy Agency. Managing the socioeconomic impact of the decommissioning of nuclear facilities (Technical reports series / International Atomic Energy Agency, STI/DOC/010/464). Internationale Atomenergie-Organisation. Vienna. Online verfügbar unter https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/trs464_web.pdf, zuletzt geprüft am 06.11.2021.
- IPW - Alpiger, Claudia Elsa, Vatter, Adrian (2016): Evaluation regionaler Partizipationsverfahren bei der Standortsuche für Tiefenlager von radioaktiven Abfällen, Erster Zwischenbericht aus dem Forschungsprojekt "Partizipative Entsorgungspolitik".
- Joachim Herr (05.09.2006): „Wie ein Sechser im Lotto“. In: *Frankfurter Allgemeine Zeitung (FAZ)*, 05.09.2006.
- Klaus, J. (2021): Gemeinde Niederaichbach, Rückführung - Zeitablauf - Historie. Forum Zwischenlagerung (BGZ). Veranstalter: BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung, 21.04.2021.
- Köhnke, D.; Reichardt, M.; Semper, F. (Hg.) (2017): Zwischenlagerung hoch radioaktiver Abfälle, Randbedingungen und Lösungsansätze zu den aktuellen Herausforderungen (Energie in Naturwissenschaft, Technik, Wirtschaft und Gesellschaft). Wiesbaden: Springer, zuletzt geprüft am 05.11.2021.
- Kramer, C. (2019): Was geschieht, wenn das Kernkraftwerk geht? In: *Revue d'Allemagne et des pays de langue* (51 2-2019), S. 471–488.
- Kreisverwaltung Steinburg (2022a): Lage und Natur. Online verfügbar unter <https://www.steinburg.de/leben-in-steinburg/allgemeine-fakten/lage-und-natur.html>.
- Kreisverwaltung Steinburg (2022b): Wirtschaftsstandort Kreis Steinburg. Online verfügbar unter <https://www.steinburg.de/wirtschaft/wirtschaftsstandort-kreis-steinburg.html>.
- Kuster, J.; Isenring, M. - Hanser Consulting AG (2018): Vertiefte Untersuchung «Wohnstandort und Wirtschaft»: Methodische Vorstudie.
- LAG AktivRegion Steinburg e.V. (2022): Integrierte Entwicklungsstrategie 2023-2027. Online verfügbar unter https://www.leader-steinburg.de/images/IES_2023-2027/2022-03-30IES_AktivRegion_Steinburg_2023-2027.pdf.

- Llewellyn, D. H.; Rohse, M.; Day, R.; Fyfe, H. (2017): Evolving energy landscapes in the South Wales Valleys: Exploring community perception and participation. In: *Energy Policy* 108, S. 818–828.
- Metropolregion Hamburg (2022): Standort mit Potenzial. Online verfügbar unter <https://metropolregion.hamburg.de/>.
- NDR (2021a): AKW Brokdorf: Chronik der Bau- und Protestgeschichte. Online verfügbar unter <https://www.ndr.de/geschichte/AKW-Brokdorf-Chronik-der-Bau-und-Protestgeschichte,brokdorf-chronik2.html>.
- NDR (2021b): Zeitreise: Kernkraftwerk Brokdorf geht nach 35 Jahren vom Netz, 19.12.2021. Online verfügbar unter https://www.ndr.de/fernsehen/sendungen/schleswig-holstein_magazin/zeitreise/Zeitreise-Kernkraftwerk-Brokdorf-geht-nach-35-Jahren-vom-Netz,zeitreise3578.html.
- NEA - Organisation for Economic Co-operation and development (OECD) - Nuclear Energy Agency (2021): The Forum on Stakeholder Confidence Report on Dialogue in the Long-Term Management of Radioactive Waste.
- Neles, J. (2019): Verlängerte Zwischenlagerung im Spannungsfeld zwischen technischen Anforderungen und gesellschaftlichen Erwartungen. Fachworkshop Zwischenlagerung. Veranstalter: BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung (BGZ), 22.10.2019.
- Öko-Institut e. V. (2019): Öko-Institut e.V. - Neles, Julia, Ustohalova, Veronika. Längerfristige trockene Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen, Arbeitspunkt 7: Sicherheitsgerichteter Betrieb sowie organisatorische und gesellschaftliche Aspekte. Öko-Institut e. V.
- Ott, K. (2022): Bemerkungen zum offiziellen "Abschied von 2031".
- Pfarrrei Gundremmingen (2022): Kalender 2022. Online verfügbar unter https://pfarrei-gundremmingen.de/wp-content/uploads/2021/12/Kalender_Kernkraftwerk2.pdf.
- Regionale Kooperation Westküste (2019): Regionales Entwicklungskonzept für die Westküste.
- Regionalkonferenz Nördlich Lägern; Fachgruppe Sicherheit (2020): Sicherheitstechnische Beurteilung der OFI Standorte.
- Rütter et al. (2018a): Gesellschaftlicher Zusammenhalt und Image bezogen auf die Lagerung radioaktiver Abfälle Gesellschaftsstudie, Bericht 1a: Herleitung von Indikatoren und Entwicklung der Fragebögen für die erste Welle der Bevölkerungsbefragungen «Innen-» und «Aussenbild».
- Rütter et al. (2018b): Gesellschaftlicher Zusammenhalt und Image bezogen auf die Lagerung radioaktiver Abfälle Gesellschaftsstudie, Bericht 1b: Teilnehmende Beobachtung, Presseanalyse und qualitative Interviews.
- Rütter Soceco, IfD Allensbach, Link Institut (2016a): Auswirkungen eines möglichen Tiefenlagers in der Standortregion Jura Ost auf das Zusammenleben in der Region und die Wahrnehmung der Region, Ergebnisse repräsentativer Bevölkerungsbefragungen (erste Welle) im Rahmen der Gesellschaftsstudie.
- Rütter Soceco, IfD Allensbach, Link Institut (2016b): Auswirkungen eines möglichen Tiefenlagers in er Standortregion Zürich Nordost auf das Zusammenleben in der Region und die Wahrnehmung der Region, Ergebnisse repräsentativer Bevölkerungsbefragungen (erste Welle) im Rahmen der Gesellschaftsstudie.
- Rütter Soceco, IfD Allensbach, Link Institut (2017): Auswirkungen eines möglichen Tiefenlagers in er Standortregion Nördlich Lägern auf das Zusammenleben in der Region und die Wahrnehmung der Regio, Ergebnisse repräsentativer Bevölkerungsbefragungen (erste Welle) im Rahmen der Gesellschaftsstudie.

- RWE (2022): Rückbauanlage Gundremmingen. Online verfügbar unter <https://www.rwe.com/der-konzern/laender-und-standorte/rueckbauanlage-gundremmingen>.
- Scherer, R.; Zwicker-Schwarm, D.; Brüniger, L. - Universität St. Gallen (2020): Vertiefte Untersuchung «Beschaffungswesen und Regionalwirtschaft».
- Seidl, R.; Moser, C.; Stauffacher, M.; Krütli, P. (2013): Perceived Risk and Benefit of Nuclear Waste Repositories: Four Opinion Clusters. In: *Risk Analysis* 33 (6), S. 1038–1048, zuletzt geprüft am 06.11.2021.
- Simon Philipp Kretz (2015): Standorte mit kerntechnischen Anlagen im Rückbau und deren Zukunft aus der Perspektive der Bevölkerung.
- 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.
- Statistik Nord (2000): Bevölkerungsentwicklung. Statistisches Bundesamt (Hg.). Online verfügbar unter <https://www.statistik-nord.de/>.
- Statistische Ämter des Bundes und der Länder (2019): Statistische Bibliothek. Online verfügbar unter <https://www.statistischebibliothek.de/mir/content/index.xml>.
- Statistische Ämter des Bundes und der Länder (2022): Regionalatlas Deutschland. Online verfügbar unter <https://regionalatlas.statistikportal.de/>.
- Streule Consulting, Stiftung Risiko Dialog, Klaus Oegerli (2015): Beantwortung von Zusatzfragen im Auftrag der Regionalkonferenz Nördlich Lägern, Auswirkungen eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle auf Gesundheitswirtschaft, Nachbarschaftseffekte & kumulierte Belastungen.
- Technologiezentrum Gundremmingen II (2006): Öffentliche Bekanntmachung und Zustellung der Genehmigung nach § 7 Atomgesetz (AtG) zur Erweiterung des Kernkraftwerks Gundremmingen II (KRB II) durch ein Technologiezentrum - 13. Änderungsgenehmigung, Bekanntmachung des Bayerischen Staatsministeriums für Umwelt, Gesundheit und Verbraucherschutz vom 05.01.2006, Nr. 93b-8811.09-2005/278. Online verfügbar unter https://www.stmuvm.bayern.de/themen/reaktorsicherheit/bekanntmachungen/gundrem_erweit.htm, zuletzt aktualisiert am 2006.
- UVPG (2020): UVPG. Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung, UVPG.
- Viamichelin: Straßenatlas. Online verfügbar unter <https://www.viamichelin.de/>.
- Vollversammlung (2021): Regionalkonferenz Nördlich Lägern. Stellungnahme zur Oberflächeninfrastruktur. Vollversammlung.
- Wikipedia Brokdorf (2008): Brokdorf. Online verfügbar unter https://de.wikipedia.org/wiki/Datei:Brokdorf_in_IZ.png.
- Wikipedia Gundremmingen (2022): Gundremmingen. Online verfügbar unter <https://de.wikipedia.org/wiki/Gundremmingen>.
- Wikipedia Schleswig-Holstein (2012): Schleswig-Holsteins. Online verfügbar unter https://de.wikipedia.org/wiki/Datei:Schleswig-Holstein,_administrative_divisions_-_de_-_colored.svg.
- Wüest Partner - Weinert, Robert, Luethi, Simon (2023): Ein Tiefenlager in der Wohnumgebung? Einschätzungen der Schweizer Bevölkerung, Ergebnisse der Befragung aus dem Immo-Barometer 2012, 2014, 2016, 2018, 2020 und 2022 von NZZ und Wüest Partner.

Wüestpartner AG - Weinert, R., von der Ohe, I. (2020): Ein Tiefenlager in der Wohnumgebung? Einschätzungen der Schweizer Bevölkerung, Ergebnisse der Befragung aus dem Immo- Barometer 2012, 2014, 2016, 2018 und 2020 von NZZ und Wüest Partner.

Zukunftsatlas (2022): Prognos Zukunftsatlas. Online verfügbar unter <https://www.handelsblatt.com/infografiken/prognos-zukunftsatlas-2022/28715856.html>.

7 Anhänge

Anhang I. Kurzcharakterisierung zum Standort Nord – Brokdorf

Die **Gemeinde Brokdorf** liegt im Landkreis Steinburg im Westen Schleswig-Holsteins, rund 70 km nordwestlich von Hamburg, an der Mündung der Elbe in die Nordsee (Abbildung 7-1, Abbildung 7-2). **Der Landkreis Steinburg** grenzt im Norden an die Landkreise Dithmarschen und Rendsburg-Eckernförde und im Süden und Südosten an die Kreise Pinneberg und Segeberg. Im Westen begrenzt die Elbe den Landkreis. Die Elbe bildet gleichzeitig auch die Grenze zum benachbarten Landkreis Stade (Niedersachsen).

Abbildung 7-1: Geographische Lage der Gemeinde Brokdorf links (blau) und rechts (rot) im Amtsbezirk Wilstermarsch (hellrot) im Landkreis Steinburg



Quelle: (Viamichelin), (Wikipedia Brokdorf 2008)

Die **Gemeinde Brokdorf** bildet den westlichen Rand des Landkreises und liegt dabei am Ufer der Elbe nur unmittelbar über dem Meeresspiegel (Gemeinde Brokdorf 2017). Die Gemeinde erstreckt sich über eine Fläche von insgesamt 19,79 km² und zählt mit insgesamt 13 weiteren Gemeinden zum Amt Wilstermarsch. Brokdorf stellt mit **1007 Einwohner*innen** (Stand Juni 2021, ~50 Einwohner*innen/ km²) knapp ein Sechstel der Einwohner*innen im Amt (6458 Einwohner*innen, ~36 E./km², (Amt Wilstermarsch 2022)).

Damit gehört Brokdorf deutschlandweit zu den Gemeinden mit **dünnere Besiedlungsdichte** und verzeichnete zuletzt eine **minimale Bevölkerungszunahme** (~1%) über die letzten 8 Jahre hinweg.

Während die Gemeinde Brokdorf zwar im Amtsbezirk die höchste Besiedlungsdichte aufweist, ist der gesamte Landkreis deutlich dichter (124) besiedelt. Im Vergleich mit den umliegenden Landkreisen der Region liegt Steinburg deutlich im erkennbaren Trend: **Je größer die Entfernung zu Hamburg, desto dünner die Besiedlungsdichte** (Tabelle 7-1).

Während die umliegenden Landkreise alle eine Arbeitslosenquote zwischen fünf und sechs Prozent aufweisen und somit im Schnitt des Bundeslandes Schleswig-Holstein liegen, sticht die **Gemeinde Brokdorf mit einer deutlich geringeren Arbeitslosenquote von nur 1,6%** heraus (Tabelle 7-1).

Abbildung 7-2: Der Standort Nord – Brokdorf (roter Kasten) in Schleswig-Holstein.



Quelle: (Wikipedia Schleswig-Holstein 2012)

Im Vergleich mit den umliegenden Landkreisen weist die Gemeinde Brokdorf mit nur **42,0% der Bevölkerung unter 44 Jahren** eine leicht ältere Bevölkerung auf (Statistik Nord 2000). Auch hier zeigt sich die Bedeutung der Entfernung zur Metropolregion Hamburg. Kreise, die schon länger zum so genannten Speckgürtel gezählt werden können, weisen deutlich höhere Prozentzahlen bei der Bevölkerung unter 44 Jahren auf.

Die Bundestagswahlen 2021 ergaben für die metropolnäheren Kreise eine sozialdemokratische Prägung. In den entfernteren Wahlkreisen setzten sich die **Christdemokraten** erneut durch. Die Angaben zur Religionszugehörigkeit zeigen ein konträres Bild. In der Nähe vom Hamburg nennen sich mittlerweile der Großteil der Bevölkerung entweder konfessionslos oder gehören einem nichtchristlichen Glauben an. In den **ländlicheren Regionen dominiert traditionsgemäß die evangelische Konfession** (Tabelle 7-1).

Im Gemeinderat der Gemeinde Brokdorf fallen sechs der 11 Sitze an Vertreter*innen der CDU. Weiterhin gehören dem Gemeinderat drei Repräsentant*innen der Wählergemeinschaft Brokdorf (WGB) und zwei der SPD an. Ein ähnliches Bild spiegelt sich auch in den Wahlergebnissen der Kreiswahlen von 2018 wider, bei der die CDU mit 39,3% stärkste Partei wurde.

Tabelle 7-1: Vergleich der Gemeinde Brokdorf mit den umliegenden Landkreisen am Standort Nord

Landkreis/ Gemeinde/ Bundesland	BD. (E./km ²)	BE. (%)	BA. (%)	Aq. (%)	ZA. (Platz.)	R.	P.	L. (%)	W. (%)
Brokdorf	50	1	42,0	1,6	-	e.	CDU	57	-
Steinburg	124	0	44,7	5,8	261	e.	CDU	71	9
Pinneberg	477	4	47,2	5,4	199	a.	SPD	61	7
Dithmarschen	93	0	43,9	6,1	280	e.	CDU	76	4
Rendsburg-Eckernförde	126	2	44,7	4,5	225	e.	SPD	70	11
Segeberg	207	5	47,5	5,0	118	a.	SPD	65	17
Stade (NI)	162	3	48,9	5,9	175	e.	SPD	70	7
Schleswig-Holstein	184	3	46,6	5,8	-	e.	SPD	69	10
Hamburg	2.453	5	55,5	7,6	-	a.	SPD	23	6

BD.: Besiedlungsdichte [Einwohner*innen/km²]

BE.: Bevölkerungsentwicklung [2014-2020 in %]

BA.: Bevölkerung nach Alter [<44 Jahre, in %]

Aq.: Arbeitslosenquote [2020, in %]

ZA.: Zukunftsatlas 2012 [Gesamtplatzierung]

R.: bestimmende Religionszugehörigkeit [r.k. römisch-katholisch, e.: evangelisch]

P.: Partei mit meiste Zweitstimmenanteil [BTW 2021]

L.: Anteil der Fläche Landwirtschaft an Gesamtfläche [2020, ALKIS, in %]

W.: Anteil der Fläche Wald an Gesamtfläche [2020, ALKIS, in %]

Quelle: (Statistische Ämter des Bundes und der Länder 2022); (Statistische Ämter des Bundes und der Länder 2019)

Im Zukunftsatlas 2022 belegte der **Landkreis Steinburg Platz 271** von 401 Landkreisen, Kommunalverbänden und kreisfreien Städten in Deutschland und zählt damit, wie die umliegenden Landkreise Stade (208. Platz), Pinneberg (217.), Rendsburg-Eckernförde (200.) und dem Kreis Dithmarschen (249.) zu den **Regionen mit „ausgeglichenen Chancen/Risiken“** (Zukunftsatlas 2022). Auch hier lässt sich ein Trend abhängig von der Entfernung zur Metropolregion Hamburg (22, „sehr hohe Chancen“) erkennen. Der Kreis Segeberg (151, „leichte Chancen“) südöstlich von Steinburg bildet eine Art Übergangszone.

Einen **ernüchternden Ausblick in die Zukunft** gibt die Bevölkerungsvorberechnung des Statistikamtes Nord von 2016: Wenngleich Schleswig-Holstein mit einem Zuwachs von rund 40.000 Menschen bis 2030 rechnen darf, werden davon nur die Ballungszentren, die Kreise am Hamburger Rand und die vier Oberzentren Flensburg, Kiel, Lübeck und Neumünster profitieren. Für alle anderen Landkreise und insbesondere für die **Kreise Steinburg und Dithmarschen** prophezeien Experten eher **starke Einwohnerverluste zwischen 4,1% und 5,6%** (Industrie und Handelskammer Schleswig-Holstein 2016). Attraktivere, Hamburg nahe Kreise wie Segeberg und Pinneberg dürfen dagegen über denselben Zeitraum einen Einwohnerzuwachs von etwa 3,6% bzw. sogar 5,9% erwarten.

Dem gegenüber stehen die positiven Aussichten des **Regionalmanagements für den anstehenden Strukturwandel** der Region und deren **aussichtsreichen Chancen** bei der Umsetzung der **Energiewende** (Industrie und Handelskammer Schleswig-Holstein 2016). Auch im Hinblick auf den drohenden Wertschöpfungsverlust durch die Betriebseinstellung des Kernkraftwerkes Brokdorf nimmt der Kreis Steinburg die Energiewende als konkretes Ziel in seine **Wirtschaftsstrategie** mit auf und gründete mit den Landkreisen Pinneberg, Dithmarschen und Nordfriesland das Konzept

„**Energieküste**“ (EnergieKüste 2022), welches im Kern die Erzeugung, die Umwandlung und v. a. die Speicherung regenerativer Energien entlang der West-Schleswig-Holsteinischen Nordseeküste anstrebt (LAG AktivRegion Steinburg e.V. 2022). Als festen Bestandteil des Entwicklungskonzeptes Westküste (Regionale Kooperation Westküste 2019) peilt der Landkreis Steinburg somit die Zukunftssicherung als zentrale Herausforderung an, um sich auch überregional als **Energiregion** zu positionieren (Cima 2020).

Abbildung 7-3: Luftbildaufnahme von Brokdorf an der Elbe



Quelle: (Brokdorf-Elbe 2022)

Landschaftlich sind der Landkreis und die Gemeinden landwirtschaftlich geprägt, erkennbar am hohen Anteil an **landwirtschaftlich genutzter Fläche (~71%)**. Brokdorf allein betrachtet weist jedoch eine wesentlich kleinere landwirtschaftlich genutzte Fläche (~57%) auf. Das **produzierende Gewerbe im Landkreis hat zuletzt etwas an Bedeutung eingebüßt** (27,7% der sozialversicherungspflichtig Beschäftigten arbeiten im produzierenden Gewerbe). Die Wirtschaftsstruktur des Kreises ist heute geprägt von kleinen und mittelständischen Unternehmen. Rechnet man **öffentliche, private und übrige Dienstleister zusammen sind 47% der Erwerbstätigen** in diesem Sektor angestellt. Dies zeigt, dass der Wandel zur Dienstleistungsgesellschaft im vollen Gange ist (Kreisverwaltung Steinburg 2022b). Hier sind vor allem die beiden Technologie- und Innovationszentren mit dem Fraunhofer-Institut für Siliziumtechnologie (ISIT) und dem Innovationszentrum IZET in der Kreisstadt Itzehoe zu nennen. Generell bildet der Kreis einen klassischen Wohnstandort im wachsenden Speckgürtel der Metropolregion Hamburg (Metropolregion Hamburg 2022) und weist dadurch einen eher negativen Pendlersaldo auf.

Abbildung 7-4: Das Atomkraftwerk Brokdorf an der Elbe

Quelle: (Brokdorf-Elbe 2022)

Der **Tourismus** in der Region profitiert ebenfalls von der Nähe zur **Metropolregion Hamburg** und den zahlreichen Naturparks, Seenlandschaften und den Stränden im **Nationalpark Schleswig-Holsteinisches Wattenmeer** und dem südlichen Nordfriesland.

Zusammen mit den Kreisen Pinneberg und Dithmarschen bildet der Kreis Steinburg die Region Schleswig-Holsteinische Unterelbe (Holstein Tourismus e.V. 2022) (Abbildung 7-3). Landschaftsbestimmende Elemente sind die norddeutschen **Marsch- und Geestlandschaften** sowie das **Holsteiner Auenland** und der Naturpark Aukrug (AktivRegion Schleswig-Holstein 2007-2013). Zudem kann die Wilstermarsch mit dem Titel „**tiefste Landstelle Deutschlands**“ (-3,54 m unter N. N.) ein weiteres Tourismusziel anbieten (Kreisverwaltung Steinburg 2022a). Die Gemeinde Brokdorf weist außerdem ein Freibad und das Eisstadion Elbe auf, welche durch den zwischenzeitlichen Wohlstand durch die gesteigerten Gewerbesteuererinnahmen durch den Bau und Betrieb des Kernkraftwerks Brokdorf realisiert werden konnten, um die Attraktivität der Gemeinde zu steigern (NDR 2021b).

Das **Kernkraftwerk Brokdorf** wurde Ende 2021 vom Netz genommen (Abbildung 7-4). Der Standort blickt auf eine lange Geschichte der Protestbewegung zurück, welche mit den ersten Planungen 1972 begann und mit der Großdemonstration 1981 mit rund 100.000 Demonstranten und heftigen Auseinandersetzungen in der bis dato **größten Anti-Atomkraft-Demo Deutschlands** gipfelte (NDR 2021a).

Abbildung 7-5: Bestand an radioaktiven Abfällen am Standort Brokdorf (Stand: 31.12.2019)

Genehmigungsinhaber:	Kernkraftwerk Brokdorf GmbH & Co. OHG
Name der Anlage:	Kernkraftwerk Brokdorf
Anlagenteile und weitere Anlagen am Standort:	<ul style="list-style-type: none"> • Kernkraftwerk <ul style="list-style-type: none"> > in Betrieb, Berechtigung zum Leistungsbetrieb erlischt am 31. Dezember 2021

Genehmigungsinhaber:	BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH
Name der Anlage:	Brennelemente-Zwischenlager Brokdorf (BZF)
Anlagenteile und weitere Anlagen am Standort:	<ul style="list-style-type: none"> • Brennelemente-Zwischenlager <ul style="list-style-type: none"> > Aufbewahrung befristet auf 40 Jahre nach erster Einlagerung (5. März 2007)

Abgebrannte Brennelemente und verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

	Brennelemente	Nettomasse
Lagerbecken	535 BE	289 Mg SM
Zwischenlager - 33 Castor® V/19	627 BE	320 Mg SM
Summe:	1.162 BE	609 Mg SM

Sonstige radioaktive Abfälle

Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle	Masse
Feste Abfälle, anorganisch	46,7 Mg
Feste Abfälle, organisch	9,3 Mg
Flüssige Abfälle, anorganisch	58,0 Mg
Flüssige Abfälle, organisch	0,7 Mg
Mischabfälle	0,7 Mg
Summe:	115,4 Mg

Konditionierte Abfallprodukte	Anzahl	Volumen
200-l-Fass	1	<1m³
400-l-Fass	1	<1m³
Summe:	2	<1m³

Endlagergebäude	Anzahl	Volumen
Gussbehälter Typ II	43	56 m³
Summe:	43	56 m³

Quelle: (BMU 2019)

Trotz der anhaltenden Proteste wurde der **Druckwasserreaktor mit Vor-Konvoi-Anlage im Jahr 1986 in Betrieb** genommen. Bis 31.12.2021 war die Anlage im Mittel zu 89,7 % der Zeit in Betrieb²⁰. Die Betriebsführung lag größtenteils bei der **PreussenElektra GmbH**, die als E.ON Tochtergesellschaft die Atomenergieaktivitäten leitete.

Das KKW Brokdorf stand immer wieder in **Kritik** und den Betreibern wurde vorgeworfen, dass die Auslegung des Standorts gegen Erdbeben mangelhaft sei und nicht der Mindestauslegung entsprechen würde. Zudem sei auch der Hochwasserschutz gegen eine starke Sturmflut nicht ausreichend gegeben (Atommüllreport 2022b).

Am Standort des Kernkraftwerks wurde ein **Zwischenlager (ZL) für abgebrannte Brennelemente errichtet** und 2007 in Betrieb genommen. Die Genehmigung ist wie auch bei den anderen

²⁰ Statistische Daten zum KKW Brokdorf: <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/ReactorDetails.aspx?current=107>

dezentralen bzw. standortnahen Zwischenlagern auf 40 Jahre befristet und läuft 2047 aus. Das Zwischenlager hat eine Kapazität von 100 Behälterstellplätzen, die nicht alle belegt werden (Abbildung 7-5). Das Zwischenlager wurde als Hallenbau nach dem **STEAG-Konzept** umgesetzt (Atommüllreport 2022b; BASE 2020). Der ZL-Standort wurde zum 1. Januar 2019 an die **Bundesgesellschaft für Zwischenlagerung (BGZ)** übertragen. Laut Angaben der BGZ wurden dort bis 2020 35 Castorbehälter des Typs V/19 gelagert. Das Zwischenlager Brokdorf wird außerdem hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung im Ausland (Glaskokillen) aufnehmen (BASE 2020). Einen entsprechenden Antrag hat der Zwischenlagerbetreiber im Jahr 2020 gestellt.

Da das ZL Brokdorf dem ZL in Brunsbüttel von der Bauweise her gleicht, wurden hier Vergleiche zum benachbarten Standort gezogen, die den nicht gegebenen Schutz gegen Flugzeugabstürze oder Angriffe mit panzer- oder betonbrechenden Waffen bemängelten (Atommüllreport 2022b). Dem ZL Brunsbüttel wurde 2013 die Betriebsgenehmigung vom Oberverwaltungsgericht nach erfolgreicher Klage entzogen worden. Den Klägern wurde zugestanden, dass die Risiken für den Fall eines gezielten Terrorangriffs mit Flugzeugen und eines Angriffs mit speziellen Waffen nicht im erforderlichen Umfang berücksichtigt worden seien. Gegen das ZL Brokdorf sind bisher keine offiziellen Klagen eingegangen. Die letzten baulichen Änderungen wurden 2022 zur Erweiterung des baulichen Schutzes gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter genehmigt (BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH 2022).

Am Standort befinden sich außerdem Zwischenlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle, die ebenfalls von der BGZ betrieben werden. Für diese Abfälle ist das Endlager Konrad vorgesehen.

Die BGE führt in ihrem Zwischenbericht (BGE 2020) fünf identifizierte Teilgebiete in und um den Standort Brokdorf auf. Brokdorf ist von einem Teilgebiet im tertiären Tongestein direkt betroffen (Tabelle 7-2). In unmittelbarer Umgebung liegen im Landkreis Steinburg ein identifiziertes Teilgebiet in prätertiären Tongestein, zwei weitere Teilgebiete im Steinsalz in steiler Lagerung im Landkreis Steinburg und Dithmarschen und ein weiteres Teilgebiet im Steinsalz in stratiformer Lagerung am gegenüberliegenden Elbufer im Landkreis Stade.

Tabelle 7-2: Im Zwischenbericht Teilgebiete der BGE identifizierte Teilgebiete in und um den Standort Nord – Brokdorf

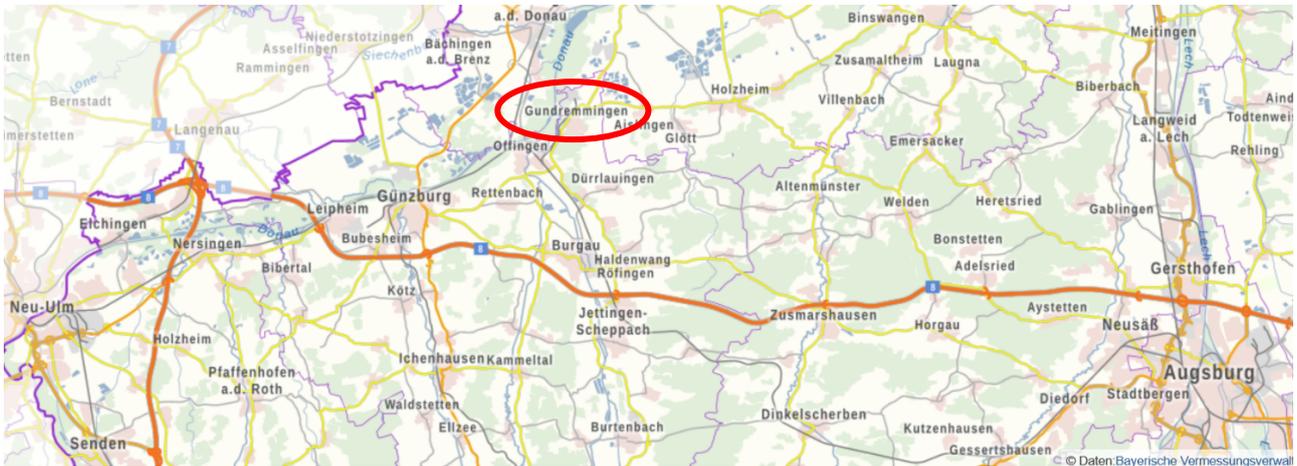
Teilgebiet / ggf. Name	Wirtsgestein	Stratigrafische Einheit	Betroffenheit Brokdorf
00400TG_053_00IG_T_f_tpg	Tongestein	Tertiär (u. Paläogen)	direkt
006_00TG_188_00IG_T_f_ju	Tongestein	Unterjura	Umgebung
063_00TG_149_00IG_S_s_z-ro	Steinsalz in steiler Lagerung	Zechstein	Umgebung
068_00TG_163_00IG_S_s_z-ro	Steinsalz in steiler Lagerung	Zechstein	Umgebung
0075_01TG_189_01IG_S_f_km	Steinsalz in stratiformer Lagerung	Obertrias	Umgebung

Quelle: (BGE 2020)

Anhang II. Kurzcharakterisierung zum Standort Süd – Gundremmingen

Die **Gemeinde Gundremmingen** liegt im Landkreis Günzburg am westlichsten Rand des Freistaats Bayern zwischen der Baden-Württembergischen Universitätsstadt Ulm im Westen und der kreisfreien bayrischen Großstadt Augsburg im Osten (Abbildung 7-6). **Der Landkreis Günzburg**, welcher dem Regierungsbezirk Schwaben angehört grenzt im Osten an den Landkreis Augsburg, im Süden an den Landkreis Unterallgäu und im Westen an den Landkreis Neu-Ulm. Im Nordwesten teilt sich der Landkreis zudem eine Grenze mit Baden-Württemberg (Abbildung 7-7).

Abbildung 7-6: Geographische Lage von Gundremmingen



Quelle: (Geoportal 2022)

Gundremmingen bildet dabei die nördlichste Spitze des Landkreises und befindet sich am Südrand des breiten Donautales nahe der Einmündung der Mindel auf etwa 458 m über dem Meeresspiegel (Gemeinde Gundremmingen 2021). Die Gemeinde erstreckt sich über eine Fläche von 10,84 km². Mit **1.348 Einwohner*innen** (Stand 31.12.2021) stellt Gundremmingen neben Rettenbach (1.884 Einwohner*innen) und Offingen (4.295) die kleinste der drei Gemeinden der Verwaltungsgemeinschaft Offingen²¹.

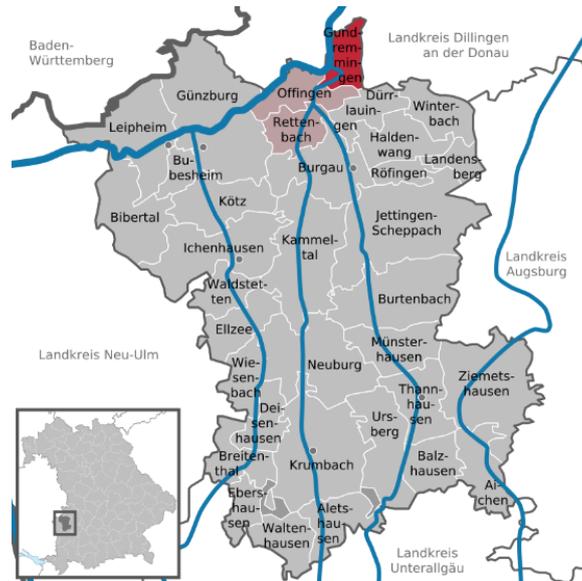
Damit gehört Gundremmingen (124 Einwohner*innen/ km²) deutschlandweit zu den Gemeinden mit **mittlerer Besiedlungsdichte** und verzeichnete eine **leichte Bevölkerungszunahme** (~15%) über die letzten 30 Jahre hinweg (Bayerisches Landesamt für Statistik 2020a). Im Vergleich zum Landkreis (167) liegt die Gemeinde somit im Mittel. Insgesamt sind bis auf den Landkreis Dillingen an der Donau und der Alb-Donau-Kreis jedoch alle umliegenden Landkreise deutlich dichter besiedelt (Tabelle 7-3).

Im Zukunftsatlas 2022 belegte der **Landkreis Günzburg Platz 107** von 401 Landkreisen, Kommunalverbänden und kreisfreien Städten in Deutschland und zählt damit, wie die umliegenden Landkreise Augsburg (125. Platz), Heidenheim (121.), und der Neu-Ulm-Kreis (92.) zu den **Regionen mit „leichten Zukunftschancen“** (Zukunftsatlas 2022). Der unmittelbar im Norden angrenzende Landkreis Dillingen an der Donau (173.) hingegen fällt leicht ab und gehört zu den Regionen mit

²¹ Aktuelle Daten werden vom Bayerischen Landesamt für Statistik bereit gestellt, s. hier: <https://www.statistik-daten.bayern.de/genesis/online?operation=previous&levelindex=1&step=1&titel=Ergebnis&levelid=1680514631088&acceptscookies=false#abreadcrumb>

„ausgeglichenen Chancen/Risiken“. Im Westen profitiert der angrenzende Alb-Donau-Kreis (59.) deutlich von der Universitätsstadt Ulm (11., „Beste Chancen“).

Abbildung 7-7: Die Lage Gundremmingsens im Landkreis Günzburg



Quelle: (Wikipedia Gundremmingen 2022)

Tabelle 7-3: Vergleich der Gemeinde Gundremmingen mit den umliegenden Landkreisen am Standort Süd

Landkreis/ Gemeinde/ Bundesland	BD. (E./km ²)	BE. (%)	BA. (%)	Aq. (%)	ZA. (Platz.)	R.	P.	L. (%)	W. (%)
Gundremmingen	124	-	50,3	1,7	-	r.-k.	CSU	51	25
Günzburg	167	6	49,1	2,7	127	r.-k.	CSU	51	28
Dillingen a.D.	123	6	49,2	2,5	232	r.-k.	CSU	59	22
Neu-Ulm	340	6	50,8	3,2	125	r.-k.	CSU	47	29
Augsburg	239	5	49,1	3,0	116	r.-k.	CSU	48	32
Heidenheim	212	4	49,0	4,9	124	e.	SPD	42	43
Alb-Donau	146	5	50,8	3,1	147	r.-k.	CDU	57	29
Bayern	186	4	44,3	3,6	-	r.-k.	CSU	46	35
Baden-Württemberg	311	4	50,7	4,1	-	r.-k.	CDU	45	38

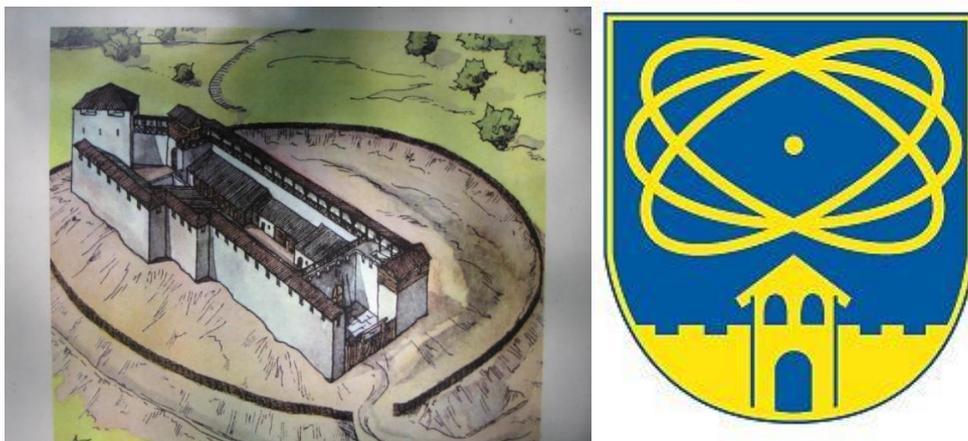
BD.: Besiedlungsdichte [Einwohner*innen/km²]
 BE.: Bevölkerungsentwicklung [2014-2020 in %]
 BA.: Bevölkerung nach Alter [<44 Jahre, in %]
 Aq.: Arbeitslosenquote [2020, in %]
 ZA.: Zukunftsatlas 2012 [Gesamtplatzierung]
 R.: bestimmende Religionszugehörigkeit [r.k.: römisch-katholisch, e.: evangelisch]
 P.: Partei mit meiste Zweitstimmenanteil [BTW 2021]
 L.: Anteil der Fläche Landwirtschaft an Gesamtfläche [2020, ALKIS, in %]
 W.: Anteil der Fläche Wald an Gesamtfläche [2020, ALKIS, in %]

Quelle: (Statistische Ämter des Bundes und der Länder 2022)

Generell spiegelt die Gemeinde Gundremmingen das demografische Erscheinungsbild der Region wider. Die **Arbeitslosenquote liegt bei geringen 1,7%** (Bundesagentur für Arbeit 2022) und sticht damit regional heraus (Tabelle 7-3). **50,3% der Bevölkerung sind unter 44 Jahren**, wobei die Gesamtbevölkerung traditionell mehrheitlich der **römisch-katholischen Konfession** (Bayerisches Landesamt für Statistik 2020b) angehört und eher **christlich sozial/demokratisch** orientiert ist. Im Gemeinderat fallen jeweils vier der 12 Sitze an Vertreter*innen der Partei Gemeinsam für Gundremmingen (GfG) sowie an die CSU. Darüber hinaus gehören dem Gemeinderat jeweils zwei Repräsentant*innen der Freien Wählergemeinschaft (FW/FWG) und der Jungen Union an. Ähnliche Wahlergebnisse wurden bei den Kommunalwahlen auf Kreisebene 2020 erzielt. Die CSU wurde mit 37,3% traditionsgemäß stärkste Partei. Die Freie Wählervereinigung erlitt dagegen leichte Verluste und erlangte 15,5% der Stimmen und Bündnis 90/Die Grünen konnten mit deutlichen Stimmengewinnen ihre Position (15,2%) im Günzburger Landkreistag festigen.

Landschaftlich sind der Landkreis und die Gemeinde landwirtschaftlich geprägt. Auch wenn heute nur noch wenige Erwerbstätige (~0,5%) in der Landwirtschaft tätig sind, verdeutlicht sich die ursprüngliche Bedeutung in dem immer noch hohen Anteil an **landwirtschaftlich genutzter Fläche (~51%)**. Im Vergleich mit den umliegenden Landkreisen kann dies nur der Alb-Donau-Kreis übertreffen. Hinsichtlich der Erwerbstätigen hat besonders das **produzierende Gewerbe eine hohe Bedeutung** (41,1% der sozialversicherungspflichtig Beschäftigten arbeiten im produzierenden Gewerbe).

Abbildung 7-8: Schematische Darstellung des römischen Kastells (links) und das Gundremminger Wappen (rechts)



Quelle: (Wikipedia Gundremmingen 2022)

Im Süden und Osten grenzt die Gemeinde an den bunten Mischwald des **Naturparks „Augsburg-Westliche Wälder“**. Entlang der Donau erstrecken sich die Auwälder, die aufgrund ihrer außerordentlichen Bedeutung für die Reinhaltung der starken Grundwasserströme und den regionalen Klima- und Erosionsschutz zum Bannwald erklärt wurden und somit unter besonderem Schutz stehen. Geographisch ist die Region primär durch den Verlauf der Donau und deren Zuflüsse, wie den der Mindel, geprägt.

Der Tourismus ist in der Region tendenziell schwächer ausgeprägt und konzentriert sich auf die Großstädte Augsburg und Ulm. Das größte touristische Ziel des Landkreises befindet sich mit dem deutschen Standort des Legolandes in der Kreisstadt Günzburg, welches jährlich in der Größenordnung 1,5 bis 2 Millionen Besucher in den Vergnügungspark lockt (Joachim Herr 05.09.2006).

Geschichtlich ist die Gemeinde Gundremmingen ursprünglich römisch geprägt, da es auf einer **alten Römersiedlung** (bis ca. 380 n Chr.) erbaut wurde, was sich auch in dem im Jahr 1970 entworfenen Wappen widerspiegelt (Abbildung 7-8). Dieses zeigt das römische Kastell in Gold auf blauem Grund. Zudem wird im **Wappen** der besondere Bezug zur Kernenergie und dem Kernkraftwerk (KKW) Gundremmingen durch **das goldene Atomsymbol** deutlich. Es verdeutlicht die prägende Rolle und Bedeutung des KKW-Standorts für die Gemeinde seit der zweiten Hälfte des 20. Jahrhunderts (Abbildung 7-8).

Abbildung 7-9: Die Gemeinde Gundremmingen im Vordergrund mit den Kühltürmen des Kernkraftwerks im Hintergrund



Quelle: (Pfarrei Gundremmingen 2022)

Das Kernkraftwerk Gundremmingen bestand aus drei Blöcken, alle drei Siedewasserreaktoren. Der Block A (237 MW elektr. Leistung) war von 1962 bis 1977 in Betrieb. Die Blöcke B (1284 MW elektr. Leistung) und C (1288 MW elektr. Leistung) gingen beide 1984 in Betrieb. Die Stilllegung erfolgte für Block B im Jahr 2017 und für Block C im Jahr 2021. Die **RWE Power AG ist als Betreiber und Eigentümer** der Anlage eingetragen.

Anfängliche Proteste der Landwirte wurden durch die Inaussichtstellung finanzieller Vorteile im Keim erstickt. Dennoch blickt die Region auf eine **lange Geschichte der Protestbewegung** zurück (Atommüllreport 2022c) (Focus Online 2022).

Das Kernkraftwerk Gundremmingen ist der bis heute einzige deutsche Standort, an dem zwei Arbeiter bei einem **Unfall 1975** tödlich verunglückten. Zudem kam es in Block A **1977 zu einem größeren Störfall**, bei dem das Reaktorgebäude großflächig kontaminiert wurde und stellt bis heute den ersten und einzigen Großunfall eines Kernkraftwerks mit **Totalschaden** dar. Block A wird seit 1983

rückgebaut. Schon zuvor hatte man mit dem Bau (1976) und der Inbetriebnahme (1984) der Blöcke B und C begonnen.

Die Doppelblockanlage Block B und C lieferte etwa ein Viertel des in Bayern insgesamt erzeugten Stroms (RWE 2022).

Abbildung 7-10: Das Atomkraftwerk Gundremmingen aus der Luft



Quelle: (Augsburger Zeitung 2021)

Auf dem Kraftwerksgelände befindet sich ein **Zwischenlager (ZL) für abgebrannte Brennelemente**. Das Zwischenlager ist seit 2006 in Betrieb und für maximal 192 Transport- und Lagerbehälter ausgelegt (Abbildung 7-11). Der Hallenbau entspricht dem in Süddeutschland vorrangig verwendeten WTI-Konzept. Der ZL-Standort wurde gemäß den gesetzlichen Vorgaben am 1.1.2019 an die Bundesgesellschaft für Zwischenlagerung (BGZ) übertragen. Laut Angaben der BGZ werden dort aktuell 113 Castorbehälter gelagert (BGE 2009).

Der ZL-Standort ist noch bis ins Jahr 2046 durch das Atomgesetz für die Aufbewahrung von Kernbrennstoffen genehmigt (BASE).

Abbildung 7-11: Bestand an radioaktiven Abfällen am Standort Gundremmingen (Stand: 31.12.2019)

Genehmigungsinhaber:	RWE Nuclear GmbH Kernkraftwerk Gundremmingen GmbH
Name der Anlage:	Kernkraftwerk Gundremmingen
Anlagenteile und weitere Anlagen am Standort:	<ul style="list-style-type: none"> • Block A <ul style="list-style-type: none"> > in Stilllegung • Block B <ul style="list-style-type: none"> > in Stilllegung • Block C <ul style="list-style-type: none"> > in Betrieb, Berechtigung zum Leistungsbetrieb erlischt am 31. Dezember 2021 • Konditionierungseinrichtungen <ul style="list-style-type: none"> > unbefristete Genehmigung

Genehmigungsinhaber:	BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH
Name der Anlage:	Brennelemente-Zwischenlager Gundremmingen (BZM)
Anlagenteile und weitere Anlagen am Standort:	<ul style="list-style-type: none"> • Brennelemente-Zwischenlager <ul style="list-style-type: none"> > Aufbewahrung befristet auf 40 Jahre nach erster Einlagerung (25. August 2006)

Abgebrannte Brennelemente und verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

	Brennelemente	Nettomasse
Lagerbecken	4.582 BE	797 Mg SM
Zwischenlager - 69 Castor® V/52	3.588 BE	593 Mg SM
Summe:	8.170 BE	1.390 Mg SM

Sonstige radioaktive Abfälle

Rohabfälle und vorbehandelte Abfälle	Masse
Feste Abfälle, anorganisch	58,1 Mg
Feste Abfälle, organisch	11,8 Mg
Flüssige Abfälle, anorganisch	1 Mg
Flüssige Abfälle, organisch	0,4 Mg
Mischabfälle	25,9 Mg
Strahlungsquellen	0,2 Mg
Summe:	97,4 Mg

Konditionierte Abfallprodukte	Anzahl	Volumen
200-l-Fass	430	116 m ³
Sonstiges	1	<1 m ³
Summe:	431	116 m³

Endlagergebinde	Anzahl	Volumen
Container Typ IV	122	903 m ³
Container Typ V	1	11 m ³
Gussbehälter Typ II	13	17 m ³
Summe:	136	931 m³

Quelle: (BMU 2019)

Die BGE führt in ihrem Zwischenbericht (BGE 2020) zwei identifizierte Teilgebiete auf, die die Gemeinde Gundremmingen direkt betreffen (Tabelle 7-4). Dabei handelt es sich einmal um ein identifiziertes Teilgebiet in prätertiärem Tongestein und einmal um ein Gebiet im Kristallin des Moldanubikum.

Tabelle 7-4: Im Zwischenbericht Teilgebiete der BGE identifizierte Teilgebiete in und um den Standort Süd – Gundremmingen

Teilgebiet / ggf. Name	Wirtsgestein	Stratigrafische Einheit	Betroffenheit Brokdorf
001_00TG_032_01IG_T_f_jmOPT	Tongestein	Mitteljura	direkt
013_00TG_195_00IG_K_g_MO	Kristallin	Moldanubikum	direkt

Quelle: (BGE 2020)

**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