

The background image shows a large, blue industrial roller with a silver metal flange. A person's hand is holding a handheld ultrasonic testing device against the flange. The device has a grey body, a black handle, and a coiled cable. The scene is brightly lit, highlighting the metallic surfaces and the blue paint of the roller.

BGZ

Gesellschaft
für Zwischen-
lagerung mbH

**ZWISCHENLAGERUNG
WEITERGEDACHT**

Das Forschungs- programm der BGZ

3. Auflage

Inhaltsverzeichnis

	Vorwort	4			
1.	Forschung als Aufgabe der BGZ	6			
2.	Trockene Zwischenlagerung in Deutschland	8			
3.	Der Weg zum Forschungsprogramm	11			
4.	Kommunikation der Fortschritte und Ergebnisse	13			
5.	Nationale und internationale Zusammenarbeit	14			
6.	Betriebserfahrung und Alterungsmanagement	18			
7.	Genehmigungen, Zulassungen, Regelwerke	21			
8.	Forschungsbedarf im Bereich Behälter	22			
8.1	Behälter-Review	22			
8.2	Ableitung des Forschungsbedarfs	24			
9	Forschungsbedarf im Bereich Inventare	26			
9.1	LWR-Brennelemente	26			
9.1.1	Inventar-Review	26			
9.1.2	Ableitung des Forschungsbedarfs	29			
9.2	Brennelemente aus Forschungs-, Versuchs- und Testreaktoren	31			
9.3	Verglaste Abfälle	32			
10.	Forschungsbedarf im Bereich Zwischenlagergebäude	35			
11.	Forschungsaktivitäten	38			
11.1	Behälter	38			
11.1.1	MSTOR - Langzeitverhalten von Metalldichtungen	38			
11.1.2	MShift - Leckagerate gealterter Metalldichtungen bei einer Deckelquerverschiebung	41			
11.1.3	MLift - Leckagerate nach dem Wiederverpressen gealterter Metalldichtungen	42			
11.1.4	MSim - Numerische Simulation des Langzeitverhaltens von Metalldichtungen während der Langzeit-Zwischenlagerung	43			
11.1.5	OBSERVE - Dosisleistungs- und Temperaturmessprogramm	44			
11.1.6	DPOPT - Optimierung des Druckschalters	45			
11.2	Inventare	47			
11.2.1	SCIP - Studsvik Cladding Integrity Project	47			
11.2.2	EPRI-ESCP Dose Modeling Task Group	48			
11.2.3	EPRI-ESCP Decay Heat Task Group	49			
11.2.4	LEDA - Long-Term Experimental Dry Storage Analysis	49			
11.2.5	LAGER - Laser Ablation of Gadolinium Evolution Radially	51			
11.2.6	HYDAX - Hydrogen and Hydrides Distribution in Axial Cladding Direction	52			
11.2.7	Bend & Break - Untersuchungen zur Brennstofffreisetzung bei Brennstabbiegeversuchen	53			
11.2.8	VisCas - Visualisierung von Brennstäben in beladenen Behältern	53			
11.2.9	SKELETON - Bestimmung des Materialverhaltens bestrahlter Brennelementstrukturteile	54			
11.3	Zwischenlagergebäude	55			
11.3.1	ZuMoBau-ZL - Zustandserfassung und Monitoring für die Bewertung der technischen Nutzungsdauer baulicher Anlagen von Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle	55			
12	Abgeschlossene Projekte	57			
12.1	Inventare	57			
	Literaturverzeichnis	58			
	Abkürzungsverzeichnis	61			

Vorwort

**Liebe Leserinnen,
liebe Leser,**

in Ihren Händen halten Sie die dritte Auflage unseres Forschungsprogramms. Seit der ersten Auflage 2021 hat sich viel getan. National wie international ist das Forschungsprogramm der BGZ inzwischen fester Bestandteil des wissenschaftlichen Diskurses: Auf zahlreichen Konferenzen stellen wir unsere Arbeit vor, um mit Expert*innen den Stand von Wissenschaft und Technik im Bereich der Zwischenlagerung diskutieren zu können, beispielsweise in den USA mit den Wissenschaftler*innen und National Laboratories im Rahmen des Extended Storage Collaboration Program oder des Used Fuel and High Level Waste Program.

Einen wichtigen Baustein in der Umsetzung des Forschungsprogramms stellt die universitäre Forschung in Deutschland dar. Dies wird gerade in Garching deutlich: Mit dem BGZ.lab auf dem Campus der Technischen Universität München befinden wir uns mitten drin zwischen den Fakultäten für Nukleartechnik und Physik, der Radiochemie München sowie dem Forschungsreaktor FRM II. Das BGZ.lab ist das Bindeglied zwischen universitärer und schutzzielorientierter Forschung. Denn für die BGZ als ein Unternehmen des Bundes mit dem Auftrag, die sichere Zwischenlagerung hochradioaktiver Abfälle zu gewährleisten, kann Forschung kein Selbstzweck sein. Alle Projekte, die wir gemeinsam mit nationalen und internationalen Partnern betreiben, dienen dem Nachweis, dass die sichere Zwischenlagerung auch deutlich über einen Zeitraum von 40 Jahren hinaus möglich ist. Dabei ist uns immer eine gute wissenschaftliche Praxis wichtig. Unsere ISO-9001-Zertifizierung zeigt unseren eigenen hohen Anspruch an die Qualität unserer Arbeit: Standardisierte Verfahren zur Qualitätssicherung und -verbesserung sind fester Bestandteil.

Ein Highlight der Forschungsarbeiten aus den vergangenen zwei Jahren ist sicher das Projekt LEDA, bei dem Brennstäbe in den heißen Zellen des schwedischen Nukleardienstleisters Studsvik künstlich gealtert werden – ein Baustein zum Nachweis des Verhaltens von Brennelementen über Jahrzehnte in den Transport- und Lagerbehältern. Die erste Wärmebehandlungs-Kampagne über sieben Monate konnte hier erfolgreich abgeschlossen werden. Zurzeit laufen die Auswertungen zu den experimentellen Daten. Mit dem im Jahr 2025 erfolgten Transport von Hochabbrand-Brennstäben aus dem Schweizer Kernkraftwerk Gösgen in die Studsvik-Labore konnten wir einen weiteren Meilenstein erreichen. Denn nun können im Projekt LEDA Dutzende Brennstäbe mit verschiedenen Hüllrohrmaterialien und Abbränden (etwa auch aus deutschen Kernkraftwerken) untersucht werden – ein Umfang, der auch international seinesgleichen sucht.

Auch bei den anderen Forschungsprojekten gibt es entscheidende Fortschritte: etwa bei der Untersuchung des Langzeitverhaltens von Metalledichtungen (MSTOR). Obwohl das Projekt noch mindestens bis 2031 fortgeführt wird, stellen die bisher ermittelten Messwerte bereits eine einzigartige Basis für die Entwicklung von Prognosemodellen zum Langzeitverhalten der Dichtungen dar. Wie LEDA ist MSTOR ein Projekt, an dem viele nationale wie internationale Partner beteiligt sind – ein charakteristisches Merkmal unserer Arbeit, auf das wir besonders stolz sind.

Andere Forschungsprojekte wie MuTomCa, SPIZWURZ, DCS-Monitor II, SCIP IV oder der EPRI Thermal Benchmark konnten bereits ihre Arbeiten abschließen und liefern wichtigen Input für die weitere Forschung der BGZ.

Was erwartet uns nun in den kommenden Jahren? Der bisherige Austausch in der Wissenschafts-Community ist für uns als Forschungsabteilung essenziell und wird weiter ausgebaut. Mit SCIP V startet bereits die fünfte Runde des internationalen OECD/NEA-Forschungsprojekts, an dem auch die BGZ wieder beteiligt ist. Hinzu kommen Brennstabversuche am Joint Research Center der Europäischen Kommission in Karlsruhe und eine spannende Zusammenarbeit mit der renommierten Pariser Ingenieurhochschule MINES Paris – PSL zur Simulation des Dichtungsverhaltens. Und in absehbarer Zeit werden bereits die ersten Forschungsergebnisse in die sicherheitstechnischen Nachweise einfließen: An unserem Standort Gorleben wurde das Verfahren zur Umweltverträglichkeitsprüfung für die verlängerte Zwischenlagerung gestartet – die Antragstellung für das Genehmigungsverfahren rückt damit näher.

Ich wünsche Ihnen viel Spaß beim Lesen unseres Forschungsprogramms.

Ihr Wilhelm Graf
technischer
Geschäftsführer



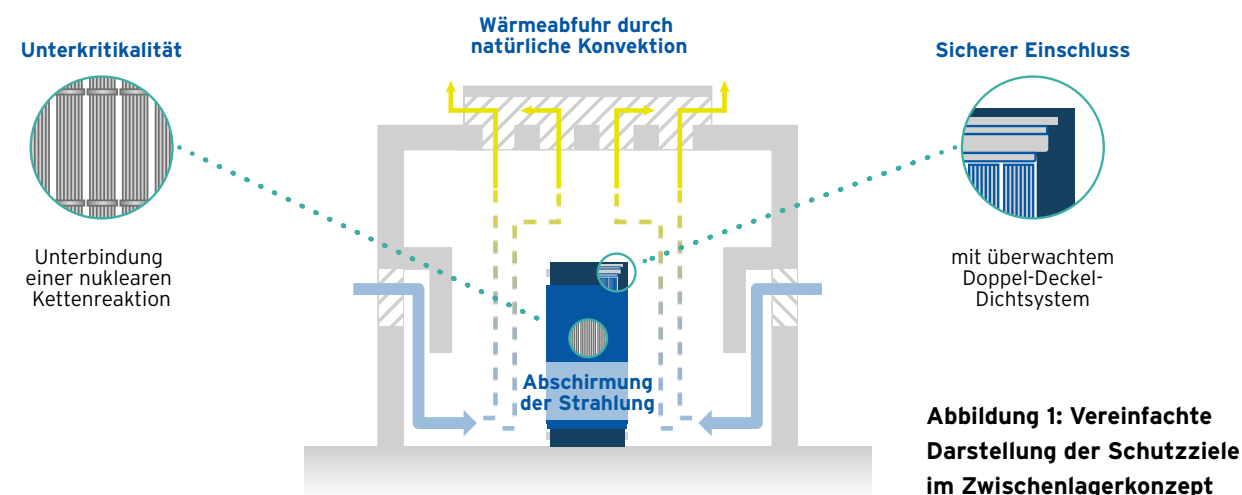
1. Forschung als Aufgabe der BGZ

Die Strategie für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle ist im Nationalen Entsorgungsprogramm der Bundesregierung festgelegt [1]. Der Auftrag der BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH in der nationalen Entsorgungsstrategie ergibt sich aus dem Gesetz zur Neuordnung der Verantwortung in der kerntechnischen Entsorgung [2]. Die BGZ als in privater Rechtsform organisierte Gesellschaft im vollständigen Eigentum des Bundes gewährleistet den sicheren und zuverlässigen Betrieb von Zwischenlagern für schwach-, mittel- und hochradioaktive Abfälle. Zu den Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle zählen neben den Brennelemente-Zwischenlagern Ahaus und Gorleben seit dem 1. Januar 2019 auch die Standort-Zwischenlager Biblis, Brokdorf, Grafenrheinfeld, Grohnde, Gundremmingen, Isar, Krümmel, Lingen, Neckarwestheim, Philippsburg und Unterweser.¹ In den Zwischenlagern werden die hochradioaktiven Abfälle bis zu ihrer endgültigen Verbringung in ein Endlager aufbewahrt. Das Verfahren zur Suche und Auswahl eines Standorts für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle ist noch lange nicht abgeschlossen, und Prognosen gestalten sich schwierig [3]. Die bisher unterstellten und genehmigten

Zwischenlagerzeiträume von bis zu 40 Jahren werden unabhängig davon nicht ausreichen, um den Zeitraum bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers für bestrahlte Brennelemente und Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle abzudecken und die Lager vollständig zu räumen (siehe Abbildung 2) [1, 3, 4].

Die BGZ als Betreiber und Genehmigungsinhaber ist verpflichtet, den sicheren Verbleib der Transport- und Lagerbehälter sowie die Einhaltung der Schutzziele (siehe Abbildung 1) für eine verlängerte Zwischenlagerung, unabhängig von deren Dauer, gemäß dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik nachzuweisen.

Das Forschungsprogramm identifiziert den Forschungsbedarf für die verlängerte Zwischenlagerung und gibt einen Überblick über die Forschungsstrategie und -aktivitäten der BGZ. Das Programm wurde erstmals 2022 veröffentlicht. Es wird kontinuierlich fortgeschrieben und aktualisiert, um den sich weiterentwickelnden Stand von Wissenschaft und Technik wie auch sich ändernde Randbedingungen zu berücksichtigen.



¹ Das Standort-Zwischenlager Brunsbüttel wird derzeit noch von der Kernkraftwerk Brunsbüttel GmbH & Co. oHG betrieben; die Übertragung an die BGZ erfolgt, sobald das laufende Verfahren zur Neuerteilung der Aufbewahrungsgenehmigung abgeschlossen und die Genehmigung ausnutzbar ist.

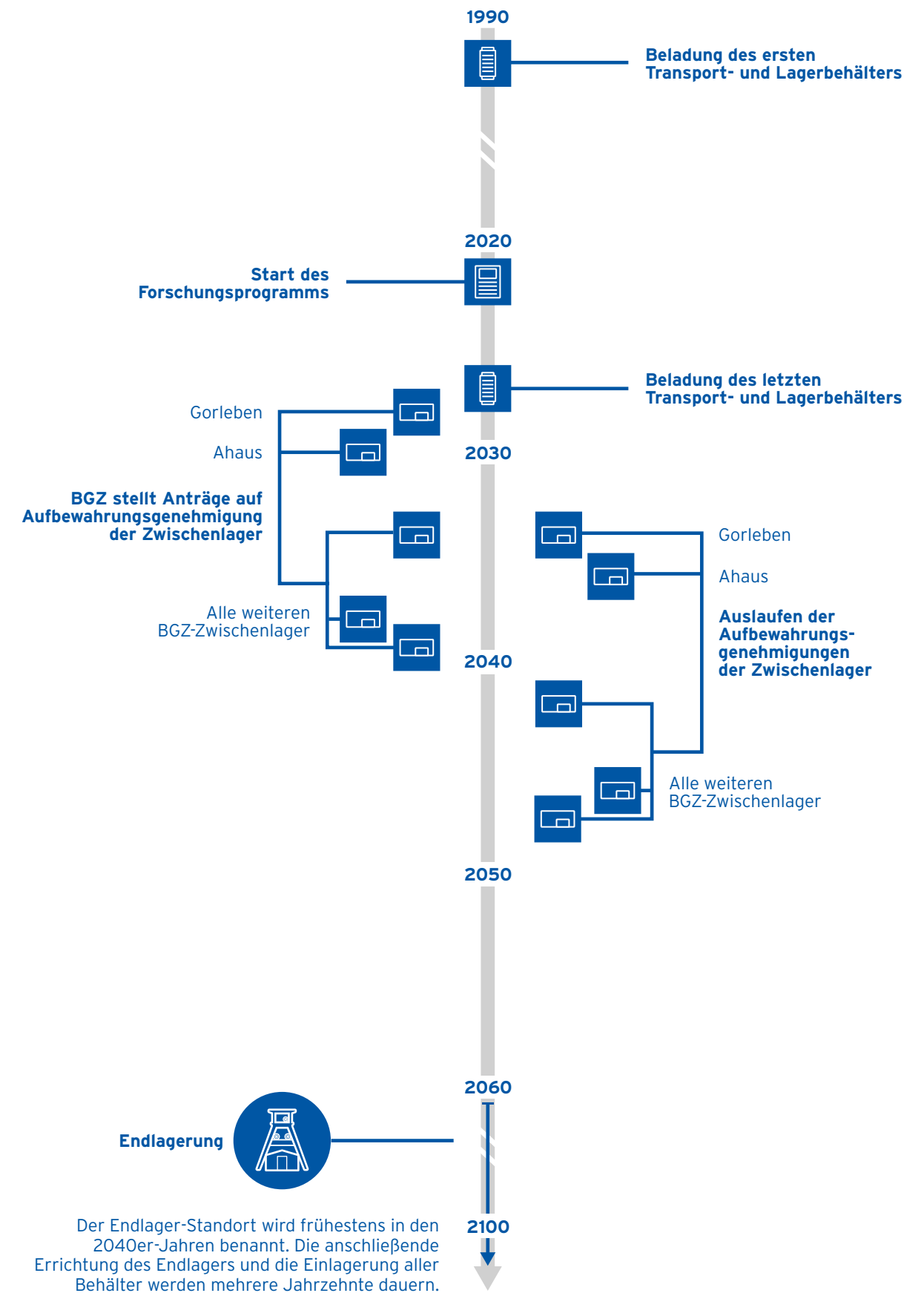


Abbildung 2: Vereinfachte Darstellung des zeitlichen Ablaufs von der ersten Behälterbeladung bis zur Einlagerung in ein Endlager

2. Trockene Zwischenlagerung in Deutschland

Brennelemente werden in Deutschland nach ihrem Einsatz im Kernreaktor und einer anschließenden Abklinglagerung in den Reaktorbecken in Transport- und Lagerbehälter (TLB) verpackt und in der trockenen Zwischenlagerung aufbewahrt.

Die BGZ betreibt die beiden zentralen Zwischenlager in Gorleben und Ahaus sowie alle Zwischenlager, die an Standorten von Kernkraftwerken errichtet worden sind. Eine Ausnahme bildet das Zwischenlager am Kernkraftwerk Brunsbüttel. Dort wird der BGZ das Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle erst übertragen werden, wenn das laufende Verfahren zur Neuerteilung der Aufbewahrungsgenehmigung abgeschlossen ist.

Die übrigen beiden Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle werden von Unternehmen der EWN-Gruppe betrieben, die aus Mitteln der öffentlichen Hand finanziert werden. Dabei handelt es sich zum einen um das Transportbehälterlager des Zwischenlagers Nord (ZLN) der EWN Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH in Lubmin (Mecklenburg-Vorpommern). Dort werden Kernbrennstoff und kernbrennstoffhaltige Abfälle aus dem Betrieb der Kernkraftwerke der ehemaligen DDR sowie aus kerntechnischen Einrichtungen des Bundes zwischengelagert.

Zum anderen betreibt die ebenfalls zur EWN-Gruppe gehörende Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH (JEN) in Jülich (Nordrhein-Westfalen) das Behälterlager der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich (AVR-Behälterlager) für die Zwischenlagerung der Brennelemente-Kugeln aus dem AVR-Versuchsreaktor.

Das Inventar in den von der BGZ betriebenen Zwischenlagern besteht zum größten Teil aus bestrahlten Leichtwasserreaktor-Brennelementen (LWR-BE) der deutschen Energieversorgungsunternehmen und verglasten hochradioaktiven Abfällen aus deren Wiederaufarbeitung. Lediglich im Zwischenlager Ahaus lagern zusätzlich auch bestrahlte Brennelemente aus Forschungs- und Prototypreaktoren.

Bereits in den 1980er-Jahren wurden die beiden zentralen Zwischenlager in Gorleben und Ahaus errichtet. Ihre Planung basierte noch auf der ursprünglichen deutschen Entsorgungsstrategie, die primär die Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente vorsah. Gemäß der damals gültigen Entsorgungsvorsorge wurden vor 1994 keine Behälter mit bestrahlten Brennelementen (BE) aus Leistungsreaktoren zur trockenen Zwischenlagerung beladen. Die ausgedienten BE wurden nach der Abklinglagerung direkt aus den Kernkraftwerken zur Wiederaufarbeitung nach Frankreich (La Hague) oder Großbritannien (Sellafield) transportiert.

Die ersten Behälterbeladungen zur trockenen Zwischenlagerung wurden in Deutschland zwischen 1992 und 1994 mit Brennelementen aus dem prototypischen Thorium-Hochtemperaturreaktor (THTR) realisiert. Mit dem CASTOR® IIa erfolgte 1994 die erste Behälterbeladung mit BE aus einem kommerziellen Leistungsreaktor. Bis 1999 wurden elf Behälter mit LWR-BE beladen. Die bevorzugte Entsorgungsstrategie war weiterhin die Wiederaufarbeitung. Aufgrund eines Paradigmenwechsels in der nationalen Energiepolitik Anfang der 2000er-Jahre und der damit verbundenen Novellierung des Atomgesetzes (AtG) [5] wurde der Transport zur Wiederaufarbeitung vom Gesetzgeber ab dem 1. Juli 2005 verboten. Es wurde vorgeschrieben, dass die Betreiber der Kernkraftwerke die LWR-BE in der Nähe der jeweiligen Kraftwerke zwischenzulagern haben. Die Zahl der Behälterbeladungen mit LWR-BE nahm in der Folge, beginnend mit der Inbetriebnahme von zwölf Standort-Zwischenlagern (in den Jahren 2002, 2006 und 2007), kontinuierlich zu. Mit dem am 15. April 2023 endgültig vollzogenen Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung werden die letzten Beladungen mit LWR-BE für das Jahr 2028 erwartet.

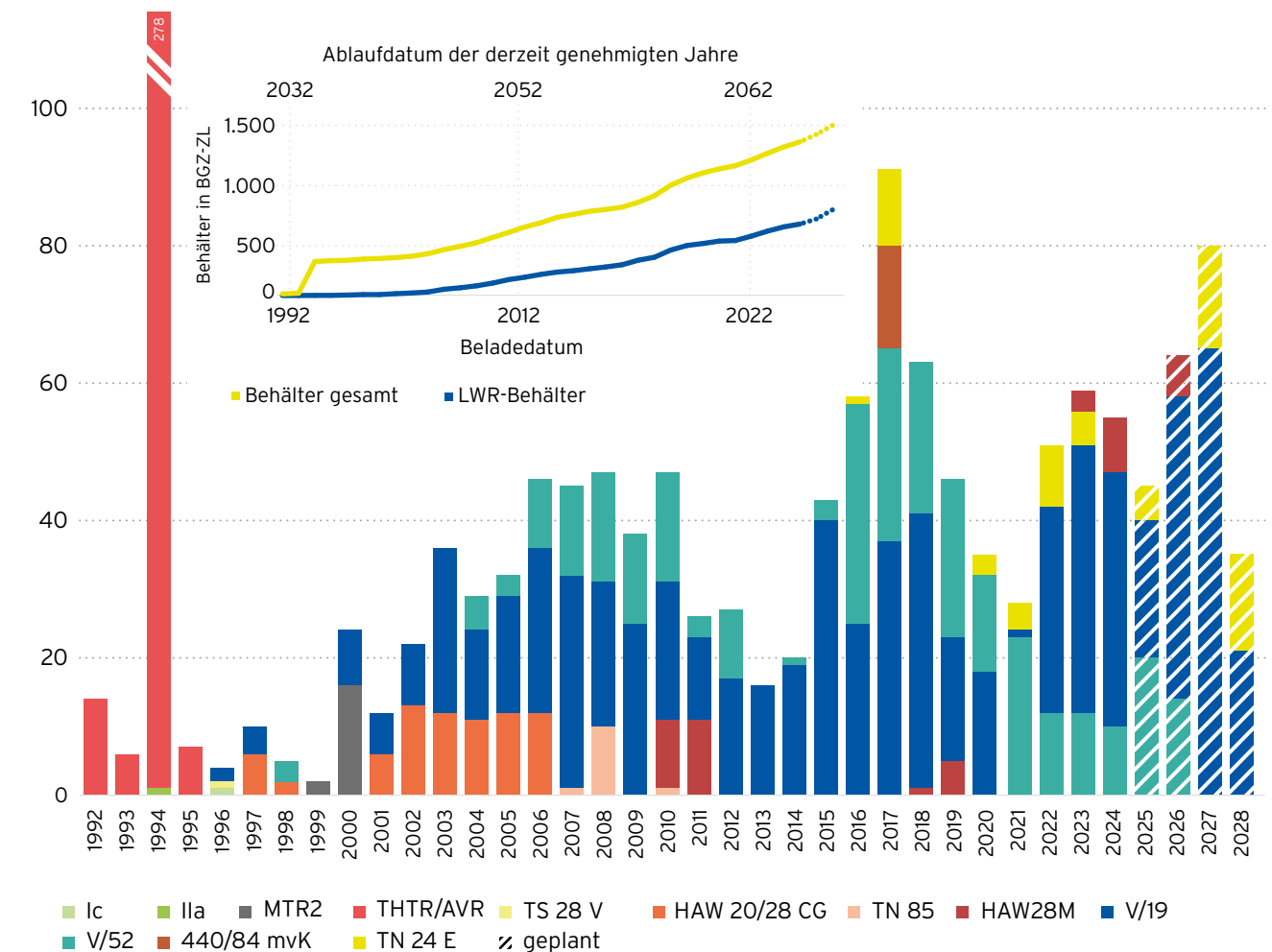


Abbildung 3: Zeitliche Entwicklung der Behälterbeladungen nach Bauarten (Prognose ohne CASTOR® MTR3 und ohne CASTOR® THTR-AVR aus dem AVR-Behälterlager), Stand Juni 2025

Die Rückführung und Einlagerung von verglasten hochradioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung der bestrahlten BE wurde 1996 aufgenommen. Für die Rückführung kamen insgesamt vier Behälterbauarten zum Einsatz, mit folgender zeitlicher Reihenfolge: 1996 TS 28 V, 1997 bis 2006 CASTOR® HAW 20/28 CG, 2008 bis 2010 TN® 85 und ab 2010 CASTOR® HAW28M. Bis 2011 wurden die Behälter mit HAW-Glaskokillen ausschließlich in das zentrale Zwischenlager Gorleben eingelagert. Am 28. Juni 2013 änderte der Deutsche Bundestag im Rahmen der Verabschiedung des Artikelgesetzes zum ersten Standortauswahlgesetz das Atomgesetz dahingehend, dass die Energieversorgungsunternehmen die verbliebenen radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung künftig in standortnahen Zwischenlagern aufzubewahren haben. Daraufhin wurden die Standortzwischenlager Biblis, Philippsburg, Isar und Brokdorf für die Aufnahme der damals noch ausstehenden Wiederaufarbeitungsabfälle ausgewählt. Die Rückführung begann im Jahr 2020

nach Biblis mit sechs Behältern, gefolgt von vier Behältern 2024 nach Philippsburg und sieben Behältern 2025 nach Isar. Nach aktuellem Stand ist geplant, die Rückführung aller HAW-Glaskokillen aus der Wiederaufarbeitung mit der Einlagerung von sieben Behältern im Jahr 2026 in Brokdorf abzuschließen. Die letzten LWR-Brennelemente sollen dann im Jahr 2028 bei der BGZ eingelagert werden, sodass diese dann fast 1.500 Transport- und Lagerbehälter in ihren Zwischenlagern aufbewahrt.

Über das Jahr 2028 hinaus sind nur noch Einlagerungen von Behältern der Bauart CASTOR® MTR3 geplant, die bestrahlte Brennelemente aus deutschen Forschungsreaktoren aufnehmen - ähnlich wie die Vorgängerbauart CASTOR® MTR2, von der bereits 15 Behälter im Brennelemente-Zwischenlager Ahaus (BZA) mit Brennelementen des Rossendorfer Forschungsreaktors aufbewahrt werden.



Standort



Lagerkonzept

BGZ-Zwischenlager														
Ahaus	Gorleben	Biblis	Brokdorf	Brunsbüttel*	Grafenrheinfeld	Grohnde	Gundremmingen	Isar	Krümmel	Lingen	Neckarwestheim	Philippsburg	Unterweser	
zentrale Zwischenlager		dezentrale Standortzwischenlager												
		WTI	Steag	Steag	WTI	Steag	WTI	WTI	Steag	Steag	Tunnel	WTI	Steag	
Einlagerung abgeschlossen		•	•	•	•				•			•	•	
Bauart	Inventar	Eingelagerte Behälterbauarten												
CASTOR®-Behälter	Ic	SWR-BE	•											
	Ila	DWR-BE	•											
	V/19	DWR-BE	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•
	V/52	SWR-BE	•			•		•	•	•		•		
	440/84 mvK	DWR-BE									•			
	HAW 20/28 CG	HAW		•										
	HAW28M	HAW		•	•	(X)			•			•		
	MTR2	FR-BE	•											
	MTR3	FR-BE	(X)											
	THTR/AVR	THTR-BE	•											
TN®-Behälter	TN® 24 E	DWR-BE						•			•			
	TN® 85	HAW		•										
	TS 28 V	HAW		•										

* Januar 2019 Beitritt der BGZ zum Neugenehmigungsverfahren
(X) Beantragte Aufbewahrung der Behälterbauart und des Inventars

Tabelle 1: Übersicht über die in BGZ-Zwischenlagerung befindlichen (beantragten) Behälterbauarten und die dazugehörigen Inventare, Stand Juni 2025

3. Der Weg zum Forschungsprogramm

Bei der Entwicklung des Forschungsprogramms wird ein gesamtheitlicher, schutzzielorientierter Ansatz verfolgt. Dabei werden die Sicherheitsnachweise, die den Aufbewahrungsgenehmigungen und verkehrsrechtlichen Zulassungen zugrunde liegen, systematisch und kritisch im Hinblick auf die verlängerte Zwischenlagerung hinterfragt. Ebenso fließen permanent eigene Betriebserfahrungen zu den Lagergebäuden, Behältern und Inventaren ein. Ein weiterer wichtiger Bestandteil bei der Ableitung des Forschungsbedarfs für die verlängerte Zwischenlagerung ergibt sich aus dem internationalen Austausch und der Auswertung aktueller Forschungsergebnisse (siehe Abbildung 4), aus denen sich der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik ableiten lässt. Maßgeblich für die Einordnung und Bewertung eines Forschungsbedarfs sind immer die Auswirkungen beziehungsweise Konsequenzen und mögliche Gegenmaßnahmen. Dabei sind das zugrunde liegende Konzept der trockenen Zwischenlagerung und die damit verbundenen Funktionen des Gebäudes, der Behälter und des Inventars einzubeziehen. Das Ziel ist, eventuell vorhandenen Handlungsbedarf frühzeitig zu identifizieren, um die verbleibende Zeit bis zur Antragstellung für entsprechende Forschungsprogramme nutzen zu können und so gegebenenfalls zusätzliche Handlungsoptionen zu eröffnen.

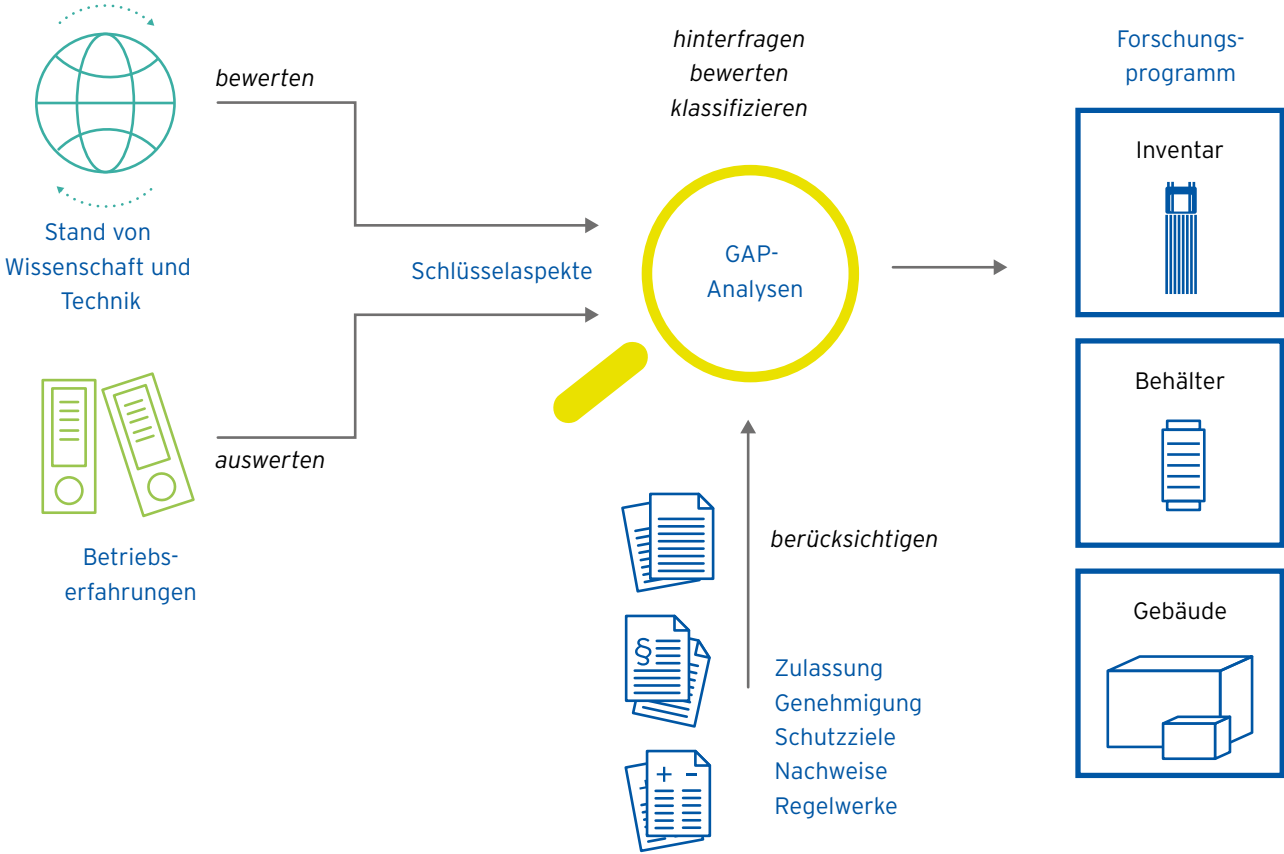


Abbildung 4: Systematische Überprüfung und Ableitung des Forschungsbedarfs im Rahmen einer schutzzielorientierten Forschung

4. Kommunikation der Fortschritte und Ergebnisse

Die Kommunikation zum Forschungsprogramm sowie zu den Fortschritten, Teil- und Endergebnissen der Forschungsprojekte erfolgt auf mehreren Ebenen durch verschiedene Akteur*innen und mit Inhalten, die auf die jeweilige Zielgruppe angepasst sind. Sie wird sowohl von den Wissenschaftler*innen selbst als auch von der Presse- und Öffentlichkeitsarbeit geführt und findet auf den Ebenen der allgemeinen Öffentlichkeit, der Fachöffentlichkeit und der wissenschaftlichen Gemeinschaft statt.

An den Standorten der BGZ wie auch in der Veranstaltungsreihe „Forum Zwischenlagerung“ beantwortet und diskutiert die BGZ regelmäßig wesentliche Fragen der sicheren Zwischenlagerung mit Vertreter*innen von Bürgerinitiativen und interessierten Bürger*innen. Neben den verschiedenen Themen rund um die sichere Aufbewahrung radioaktiver Abfälle stehen auch immer wieder Fragen zur verlängerten Zwischenlagerung und zur aktuellen Forschung im Fokus des offenen Dialogs und der Diskussion. Das digitale Fragenforum des Forums Zwischenlagerung [6] bietet darüber hinaus die Möglichkeit, persönliche Fragen zur sicheren Zwischenlagerung im Allgemeinen, zur verlängerten Zwischenlagerung, aber auch speziell zur Forschung zu stellen. Alle Fragen und die zugehörigen Antworten werden im Fragenforum [7] veröffentlicht.

In der zweijährlich stattfindenden Veranstaltung „Fachworkshop Zwischenlagerung“ werden der Fachöffentlichkeit und wissenschaftlichen Gemeinschaft regelmäßig Fortschritte und Ergebnisse aus den einzelnen Vorhaben des Programms vorgestellt und mit den Teilnehmer*innen diskutiert. Auf der wissenschaftlichen und fachlichen Ebene findet darüber hinaus der Austausch direkt und permanent mit nationalen und internationalen Projektpartner*innen aus Forschungseinrichtungen und Industrie sowie in den verschiedenen nationalen und internationalen Gremien statt (siehe auch Kapitel 5). Der breiten internationalen und nationalen wissenschaftlichen Gemeinschaft werden die Fortschritte und Ergebnisse des BGZ-Forschungsprogramms darüber hinaus durch regelmäßige Vorträge auf Fachtagungen, Konferenzen und Workshops vorgestellt und dort diskutiert. Ebenso werden das Forschungsprogramm und ausgewählte Ergebnisse in Tagungsbänden und den einschlägigen wissenschaftlichen Fachjournalen mit Peer-Review-Prozess veröffentlicht. Dabei wird, wenn möglich, der anschließende freie Zugang der Öffentlichkeit zu den Veröffentlichungen (sogenannter Open Access) gewählt.

Der Bereich Forschung auf der Website der BGZ bietet über das Forschungsprogramm hinaus weiterführende Informationen zu den Forschungsaktivitäten der BGZ, aktuellen Fortschritten und Veröffentlichungen [8].



5. Nationale und internationale Zusammenarbeit

Zur Umsetzung ihrer Forschungsaufgaben betreibt die BGZ einen weitreichenden fachlichen Austausch auf nationaler und internationaler Ebene. In den einzelnen Projekten des Forschungsprogramms arbeitet das Unternehmen mit Partnern aus der Behälter- und Brennelementherstellung sowie aus Forschungsinstituten, Universitäten und weiteren relevanten Unternehmen zusammen. Die BGZ ist bestrebt, mit allen wichtigen und relevanten Partnern aus dem Bereich der nuklearen Entsorgung zu kooperieren. Die projektbezogenen Kooperationen sind im Kapitel 11 für die einzelnen Projekte aufgeführt.

Auch über konkrete Forschungsvorhaben hinaus arbeitet die BGZ mit strategischen Partnern aus dem Bereich der nuklearen Entsorgung zusammen und wirkt in Programmen, Organisationen und Ausschüssen mit, die im Folgenden kurz vorgestellt werden.

EWN-Gruppe

Mit der EWN Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH, einem ebenfalls bundeseigenen Unternehmen, hat die BGZ auf nationaler Ebene einen wichtigen strategischen Partner, der sich ebenfalls auf die verlängerte Zwischenlagerung vorbereitet. Die EWN betreibt das Transportbehälterlager des ZLN bei Lubmin, das Ende der 2020er-Jahre durch das Ersatztransportbehälterlager ESTRAL ersetzt werden soll. Außerdem betreibt das 100-prozentige Tochterunternehmen der EWN, die Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH (JEN), das AVR-Behälterlager in Jülich.

Zudem hat die 100-prozentige EWN-Tochter Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe GmbH (KTE) Kernbrennstoffe in Form von verglasten radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente im ZLN eingelagert. Die daraus resultierenden gemeinsamen Interessen und Aufgabenschwerpunkte sind Teil eines regelmäßigen Austauschs. Ebenso führt die BGZ Forschungsvorhaben in Kooperation mit der EWN-Gruppe durch.

Bundesgesellschaft für Endlagerung

Mit der BGE Bundesgesellschaft für Endlagerung, einem bundeseigenen Unternehmen, hat die BGZ einen weiteren wichtigen strategischen Partner auf nationaler Ebene. Die BGE hat unter anderem die Aufgabe, einen Standort für ein Endlager für hochradioaktive Abfallstoffe zu suchen, dieses Endlager zu errichten und zu betreiben. Das schließt die endlagergerechte Verpackung der hochradioaktiven Abfälle ein. Neben der zeitlichen Abhängigkeit der Aufgaben beider Unternehmen ergeben sich auch entscheidende fachliche Schnittstellen beim Übergang von der Zwischenlagerung zur Endlagerung der radioaktiven Abfälle. Hier tauschen sich BGE und BGZ regelmäßig aus.

DIN-Normenausschüsse

Innerhalb des DIN-Normenausschusses NA 062 Materialprüfung (NMP) ist die BGZ mit mehreren festen Mitgliedern aktiv in drei Arbeitsausschüssen des Fachbereichs 7 „Kerntechnik und Strahlenschutz“ tätig:

- NA 062-07-54 AA „Kritikalitätssicherheit und Zerfallsleistung“: In dem Arbeitsausschuss werden relevante Normen erstellt und gepflegt sowie wichtige Diskussionen zu Themen der Kritikalitätssicherheit und Zerfallsleistung bestrahlter Kernbrennstoffe geführt.
- NA 062-07-41 AA „Sicherheit von Transport- und Lagerbehältern für radioaktive Stoffe“: Der Arbeitsausschuss ist unter anderem für die Erarbeitung von Normen für den sicheren Transport und die Lagerung von Behältern für radioaktive Stoffe aus dem Kernbrennstoffkreislauf und der Forschung zuständig.
- NA 062-07-43 AA „Bauteile aus Beton, Stahlbeton, Spannbeton und Stahl in kerntechnischen Einrichtungen und Einrichtungen der nuklearen Entsorgung“: Der Ausschuss befasst sich mit bautechnischen Aspekten in kerntechnischen Einrichtungen und Einrichtungen der nuklearen Entsorgung.

Gesellschaft für Nuklear-Service mbH und Orano Nuclear Packages and Services

Die zur Aufbewahrung der bestrahlten Brennelemente und verglasten Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in den Zwischenlagern der BGZ eingesetzten Transport- und Lagerbehälter stammen entweder von der in Deutschland ansässigen Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (GNS) oder von Orano Nuclear Packages and Services (NPS) aus Frankreich. Beide Firmen haben eine jahrzehntelange Erfahrung im Bereich der nuklearen Entsorgung, insbesondere bei der Entwicklung, Zulassung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für hochradioaktive Abfälle. Der von der GNS entwickelte Behältertyp CASTOR® macht mehr als 90 Prozent der bei der BGZ eingelagerten Transport- und Lagerbehälter aus, der verbleibende Anteil entfällt auf Behälter vom Typ TN® der Firma Orano NPS. Als Behälterhersteller und Inhaber der verkehrsrechtlichen Zulassungen der Transport- und Lagerbehälter sind die GNS und Orano NPS wichtige Partner der BGZ.

Schweizer Betreiber

Mit der ZWILAG Zwischenlager Würenlingen AG und deren Eigentümern BKW Energie AG, Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG, Kernkraftwerk Leibstadt AG und Axpo Power AG hat die BGZ in der Schweiz wichtige strategische Partner, die sich ebenfalls auf die verlängerte Zwischenlagerung vorbereiten. Im ZWILAG sind ebenfalls bestrahlte Brennelemente und verglaste radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern vom Typ CASTOR® eingelagert. Mit dem CASTOR® Ic DIORIT und seinen über 40 Betriebsjahren lagert dort zudem der dienstälteste Behälter vom Typ CASTOR®. Durch die in diesem Zusammenhang gleichgerichteten Interessen und Aufgabenschwerpunkte findet ein regelmäßiger gegenseitiger Austausch statt. Ebenso werden Forschungsvorhaben in Kooperation mit den Schweizer Betreibern durchgeführt.

Paul Scherrer Institut

Das Paul Scherrer Institut (PSI) ist das größte Forschungsinstitut für Natur- und Ingenieurwissenschaften in der Schweiz und hat eine lange Tradition in der Energieforschung. In der Forschung zur sicheren Entsorgung bestrahlter Brennstoffe stellt das PSI für die BGZ einen wichtigen Partner dar. Dies liegt an seiner umfangreichen Forschungsinfrastruktur, unter anderem dem Betrieb von heißen Zellen, in denen ganze Brennstäbe untersucht werden können, sowie den weiteren Großanlagen wie der Synchrotron Lichtquelle Schweiz (SLS) und der Schweizer Spallations-Neutronenquelle (SINQ).

Technische Universität München

Die BGZ hat auf dem Forschungscampus der Technischen Universität München (TUM) in Garching mit dem BGZ.lab eine eigene Forschungsgruppe aufgebaut, um Fragen aus dem Forschungsprogramm im Bereich der Inventare zu beantworten. Die TUM verfügt über langjährige und umfangreiche Expertise im Bereich der Nukleartechnik, die bereits mit der Inbetriebnahme der ersten Reaktoranlage Deutschlands am Standort Garching, dem FRM, im Jahr 1957 begründet wurde. Heute ist insbesondere auf dem Forschungscampus in Garching eine inzwischen deutschlandweit einmalige Infrastruktur im nuklearen Bereich vorhanden: Neben einem breiten theoretischen Ausbildungsangebot in für die BGZ relevanten Fachgebieten wie Kern- und Reaktortechnik, Reaktorphysik, Nuklearchemie, Ingenieurwissenschaften zu Material- und Werkstofffragen, Simulation und Datenanalyse bietet der Standort mit dem FRM II eine Forschungsreaktoranlage und umfangreiche radiochemische Labore inklusive heißer Zellen. Diese besitzen bereits die erforderlichen Genehmigungen zum Umgang mit Kernbrennstoffen.

Electric Power Research Institute

Das Electric Power Research Institute (EPRI) ist eine unabhängige Non-Profit-Organisation in den USA, die Forschung zur elektrischen Energieversorgung betreibt. Finanziert wird die Forschung hauptsächlich durch die Mitglieder und Teilnehmer*innen: circa 1.000 Organisationen aus 40 Ländern weltweit. 2009 wurde das Extended Storage Collaboration Program (ESCP) gegründet mit dem Ziel, die technische Basis zur Sicherstellung der verlängerten Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente sowie deren anschließenden Transport zu erweitern. Dabei steht unter anderem im Vordergrund, gemeinsame Ziele zu definieren, Informationen auszutauschen und die internationale Zusammenarbeit zu stärken. An dem ESCP-Programm nehmen circa 600 Personen aus 19 Ländern teil und an den halbjährlichen Treffen jeweils mehr als 150 Personen.

Die BGZ hat hier den Vorsitz der Modelling-and-Benchmark-Arbeitsgruppe, bei der es vor allem darum geht, experimentelle Daten für die Validierung bestehender Rechenprogramme aufzubereiten und zu nutzen sowie Unsicherheiten in den Vorhersagemodellen zu bestimmen und zu quantifizieren.

Ebenfalls Mitglied ist die BGZ im „Used Fuel & High Level Waste (UF&HLW)“-Programm des EPRI. Das UF&HLW-Programm erforscht die wissenschaftlichen und technischen Grundlagen für eine sichere Handhabung, Zwischen- und

Langzeitlagerung, den Transport sowie die Entsorgung von hochradioaktiven Abfällen. Es entwickelt Wissen, Leitlinien, Werkzeuge und Technologien, um betriebliche und radiologische Risiken zu minimieren, Effizienz und Flexibilität zu erhöhen und internationale Entscheidungsträger*innen bei der Schließung von eventuellen Wissens- und Technologielücken zu unterstützen. Die aktuellen Arbeiten konzentrieren sich unter anderem auf die Alterungs- und Leistungsbewertung von Brennstäben und Behältern, die Kritikalitätssicherheit sowie die Modellierung von Nachzerfallswärme, Thermik und Strahlendosen.

Nuclear Energy Agency

Die Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) - OECD/NEA - bietet einen Rahmen, in dem Regierungen politische Erfahrungen vergleichen, Antworten auf gemeinsame Fragestellungen suchen, bewährte Verfahren ermitteln und an der Koordinierung nationaler und internationaler Strategien arbeiten können. Zu den spezifischen Kompetenzbereichen der NEA gehören die Sicherheit und Regulierung nuklearer Aktivitäten, die Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, Nuklearwissenschaften, wirtschaftliche und technische Analysen des nuklearen Brennstoffkreislaufs, Nuklearrecht und -haftung sowie Öffentlichkeitsarbeit. Die NEA Data Bank [9] stellt nukleare Daten und Computerprogramme für die teilnehmenden Länder bereit.

Die BGZ ist Mitglied der Arbeitsgruppe zur nuklearen Kritikalitätssicherheit (Working Party on Nuclear Criticality Safety, WPNCS) [10] und stellt ein Mitglied der Delegierten der Bundesrepublik Deutschland. Die WPNCS befasst sich mit technischen und wissenschaftlichen Fragen, die für die Kritikalitätssicherheit relevant sind. Dazu gehören auch der Transport und die Lagerung von Brennstoffen [11, 12].

Internationale Atomenergie-Organisation

Die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO) mit Hauptsitz in Wien unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Sie wurde 1957 als „Atoms for Peace“-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 172 Mitgliedsstaaten. Sie richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit sowie die Sicherung und Überwachung spaltbarer Kernmaterialien aus. Die IAEO fördert die Forschung und Technik für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, Nahrungsmittelsicherheit, Landwirtschaft und Umweltüberwachung.

Die BGZ nimmt regelmäßig an den Treffen verschiedener Coordinated Research Projects (CRP) und Technical Meetings (TM) teil.



6. Betriebserfahrung und Alterungsmanagement

Aus der bisherigen und zukünftigen Betriebserfahrung und den Erkenntnissen aus dem Alterungsmanagement von insgesamt 14 Brennelemente-Zwischenlagern lassen sich wichtige Erkenntnisse für die Anträge auf Aufbewahrungsgenehmigung gewinnen. Im Alterungsmanagement werden alle Systeme und Komponenten, die für einen sicheren und zuverlässigen Betrieb des Zwischenlagers über die gesamte Zwischenlagerungsdauer von Relevanz sind, in regelmäßigen Abständen überprüft und bewertet. Ziel ist es, potenzielle Alterungsmechanismen rechtzeitig zu identifizieren sowie deren Auswirkungen gezielt und wirksam vorzubeugen, sodass der sichere und zuverlässige Betrieb dauerhaft gewährleistet ist.

Zusätzlich zur Auswertung der eigenen Betriebserfahrungen findet ein regelmäßiger Austausch mit der EWN Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH statt. Auf internationaler Ebene erfolgt ebenfalls ein regelmäßiger Erfahrungsaustausch, etwa mit den Betreibern des schweizerischen Zwischenlagers ZWILAG Zwischenlager Würenlingen AG und den Schweizer Kernkraftwerk-Betreibergesellschaften BKW Energie AG, Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG, Kernkraftwerk Leibstadt AG und Axpo Power AG.



7. Genehmigungen, Zulassungen, Regelwerke

Alle von der BGZ betriebenen Zwischenlager und die darin eingelagerten Behälter inklusive ihrer jeweiligen Inventare haben eine gültige Aufbewahrungsgenehmigung nach § 6 AtG [5]. Maßgeblich für den Betrieb der Zwischenlager sind dabei unter anderem das Strahlenschutzgesetz [13] und die Strahlenschutzverordnung [14] sowie die Leitlinien der Entsorgungskommission (ESK) zur trockenen Zwischenlagerung [15]. Für die verlängerte Zwischenlagerung liegt bisher ein Diskussionspapier der ESK vor [16]. Zurzeit arbeiten Bund und Länder gemeinsam mit dem Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE) an einem eigenständigen Regelwerk für die verlängerte Zwischenlagerung. Zudem finden im Zusammenhang mit den anstehenden Anträgen auf Aufbewahrungsgenehmigung regelmäßige Gespräche zwischen der BGZ als Antragssteller und dem BASE als Genehmigungsbehörde statt.

Die bei der BGZ eingelagerten Behälter verfügen aufgrund ihrer Doppelfunktion als Transport- und Lagerbehälter neben der atomrechtlichen Aufbewahrungsgenehmigung auch über eine verkehrsrechtliche Zulassung als Typ-B(U)-Versandstück. Um den Abtransport der eingelagerten

Behälter jederzeit gewährleisten zu können, werden die verkehrsrechtlichen Zulassungen dauerhaft aufrechterhalten. Grundlage der verkehrsrechtlichen Zulassungen sind die internationalen Regelwerke der IAEA [17] sowie deren Überführungen in europäische beziehungsweise nationale Regelwerke wie das Europäische Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR) [18], die Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter (RID) [19], das Europäische Übereinkommen über die internationale Beförderung von gefährlichen Gütern auf Binnenwasserstraßen (ADN) [20] oder die Gefahrgutverordnung Straße, Eisenbahn und Binnenschifffahrt (GGV-SEB) [21].

Weiterhin gibt es ein untergeordnetes Regelwerk, das teilweise in beiden Rechtsgebieten Anwendung findet, wie beispielsweise die Regelwerke des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) [22], die Gefahrgutregeln der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM-GGR) [23] sowie nationale und internationale Normen und Richtlinien des Deutschen Instituts für Normung e. V. (DIN), der International Organization for Standardization (ISO) und des Vereins Deutscher Ingenieure e. V. (VDI).

8. Forschungsbedarf im Bereich Behälter

8.1 Behälter-Review

Für die trockene Zwischenlagerung hochradioaktiver Abfälle kommen in Deutschland ausschließlich Transport- und Lagerbehälter (TLB) zum Einsatz. Das bedeutet: Die Behälter müssen in ihrer Transportkonfiguration die Voraussetzungen für die verkehrsrechtliche Zulassung als Typ-B(U)-Versandstück erfüllen. Gleichmaßen müssen sie als Bestandteil des Zwischenlagerkonzepts die Voraussetzung für die Erteilung einer Aufbewahrungsgenehmigung gemäß § 6 AtG erfüllen. Dabei ist die Einhaltung der Schutzziele während der Lagerung und des Transports unmittelbar durch die TLB zu gewährleisten – und das sowohl unter normalen Betriebsbedingungen als auch unter hypothetischen Störfallbedingungen.

Die Behälter erfüllen ihre Sicherheitsfunktionen als vollständig passives System, das auf keine Komponenten des Lagers angewiesen ist. Der Sicherheitsphilosophie in der nuklearen Entsorgung folgend sind alle Behälterkomponenten grundsätzlich für den Langzeiteinsatz geeignet, sodass ein systematischer Austausch nicht vorgesehen ist. Aufgrund der Abschirmwirkung der dickwandigen Behälterkörper sind die TLB aber jederzeit zugänglich, sodass im Bedarfsfall Inspektions- oder Wartungsarbeiten durchgeführt werden können. Die Bauweise der Behälter erlaubt darüber hinaus den Austausch einer Vielzahl von Komponenten, die nicht unmittelbar dem dichten Einschluss dienen. Insgesamt kommen 13 Behältertypen in den Zwischenlagern der BGZ zum Einsatz (siehe Tabelle 1).

Mehr als 90 Prozent der in BGZ-Zwischenlagern befindlichen TLB gehören zu den CASTOR®-Bauarten. Aufgrund gleicher Anforderungen an alle Behälter, die sich aus den rechtlichen Randbedingungen für den Transport und die Lagerung und den damit verbundenen Regelwerken, den Handhabungsschnittstellen (zum Beispiel in den Kraftwerken für die Beladung) und aus den Eigenschaften des radioaktiven Inventars ergeben, weisen alle eingelagerten Bauarten prinzipiell ähnliche Designmerkmale auf (siehe Abbildung 5).



Abbildung 5: CASTOR®-Behälter in Lagerkonfiguration (Beispiel CASTOR® V/19)

Die Behälter zeichnen sich durch einen metallischen Behälterkörper aus, dessen Wanddicke primär aus den Abschirmanforderungen resultiert. Entsprechend den Empfehlungen der Entsorgungskommission (ESK) [24] sind die Behälter in ihrer Lagerkonfiguration mit einem überwachten Doppel-Deckel-Dichtsystem ausgestattet. Beide Deckelsysteme (Primär- und Sekundärdeckelsystem) sind unabhängig voneinander mit dem Behälterkörper verschraubt.

In allen Bauarten kommen langzeitbeständige Helicoflex®-Metalldichtungen mit einer äußeren Ummantelung aus Silber oder Aluminium zum Einsatz. Die Positionierung des Inventars im Behälterschacht erfolgt über einen

sogenannten Tragkorb. Zur Verbesserung der Neutronenabschirmung sind die Behälter teilweise zusätzlich mit Moderatormaterialien ausgestattet.

Anders als bei den Erstanträgen für die auf 40 Jahre befristete Aufbewahrungsgenehmigung werden zum Zeitpunkt der Antragstellung für die verlängerte Zwischenlagerung alle Behälter für LWR-BE und HAW-Glaskokillen beladen und in den Zwischenlagern eingelagert sein. Damit sind die realen Randbedingungen sowohl für die Behälter und deren Inventare als auch für die Belegung der jeweiligen Zwischenlager bekannt. Das heißt, die Zwischenlager befinden sich dann im statischen Betrieb ohne Neueinlagerungen. Somit können der zeitliche Verlauf der Wärmeleistungen seit Beladung und die erreichte Betriebsdauer für jeden einzelnen Behälter nachvollzogen werden.

Vor 2006 wurde bei der Beladung von LWR-Behältern eine thermische Leistung von 25 kW nur selten überschritten. Mit der kontinuierlichen Entsorgung der beim Betrieb der Kernkraftwerke angefallenen Brennelemente über die trockene Zwischenlagerung nahm auch die Leistung des Inventars zu, da sich die Abklingzeiten aus der Beckenauslastung ergaben und nicht mehr im selben Umfang auf lang abgeklungenes Inventar zurückgegriffen werden konnte. Dies gilt insbesondere nach der Abschaltung der Kernkraftwerke, da auch die Letztkerne möglichst schnell entsorgt werden sollen, um frühzeitig in den Rückbau starten zu können. Es ist ersichtlich, dass die Beladungen in den ersten Jahren tendenziell mit geringeren Wärmeleistungen erfolgt sind, sodass insbesondere ältere Behälter von

vornherein geringeren Temperaturen ausgesetzt waren und somit die temperaturgetriebenen Prozesse einen geringeren Alterungseinfluss haben. Die Ausnutzung der genehmigten Wärmeleistung zum Zeitpunkt der Beladung bei Behältern für LWR-BE liegt durchschnittlich nur bei circa 50 Prozent beziehungsweise 20 kW. Bisher sind nur 9 Prozent der Beladungen mit einer Leistung von mehr als 30 kW ausgeführt worden. Diese zum Teil großen Diskrepanzen zwischen genehmigter und tatsächlicher Wärmeleistung ergeben sich durch den Fakt, dass die Auslegung im Sinne der Entsorgungssicherheit für die Kraftwerke auch ungünstigste Beladeanforderungen abdecken musste. In der Realität wurden die Beladungen entsprechend dem Dosisleistungs-Minimierungskonzept so zusammengestellt, dass ein möglichst großer Abstand zur Grenzwertausschöpfung eingehalten wird.

Die Beladung von Behältern für HAW-Glaskokillen erfolgte hingegen in einem deutlich engeren Wärmeleistungsband. Grund hierfür ist, dass die HAW-Glaskokillen in einem kontrollierten Fertigungsprozess mit vorgegebener Aktivität hergestellt werden. Die Unterschiede zwischen den Beladungen der einzelnen HAW-Behälter ergeben sich somit durch die zulässige Wärmeleistung der jeweiligen Bauart und den zeitlichen Abstand zwischen der Fertigung (Abguss) der Glaskokille und dem Beladedatum. Dem entsprechend sind die HAW-Behälter hinsichtlich ihrer genehmigten Wärmeleistung im Mittel zu circa 80 Prozent ausgelastet, wobei nur 9 Prozent der Beladungen Wärmeleistungen zwischen 45 und 50 kW erreichen (siehe Abbildung 7).

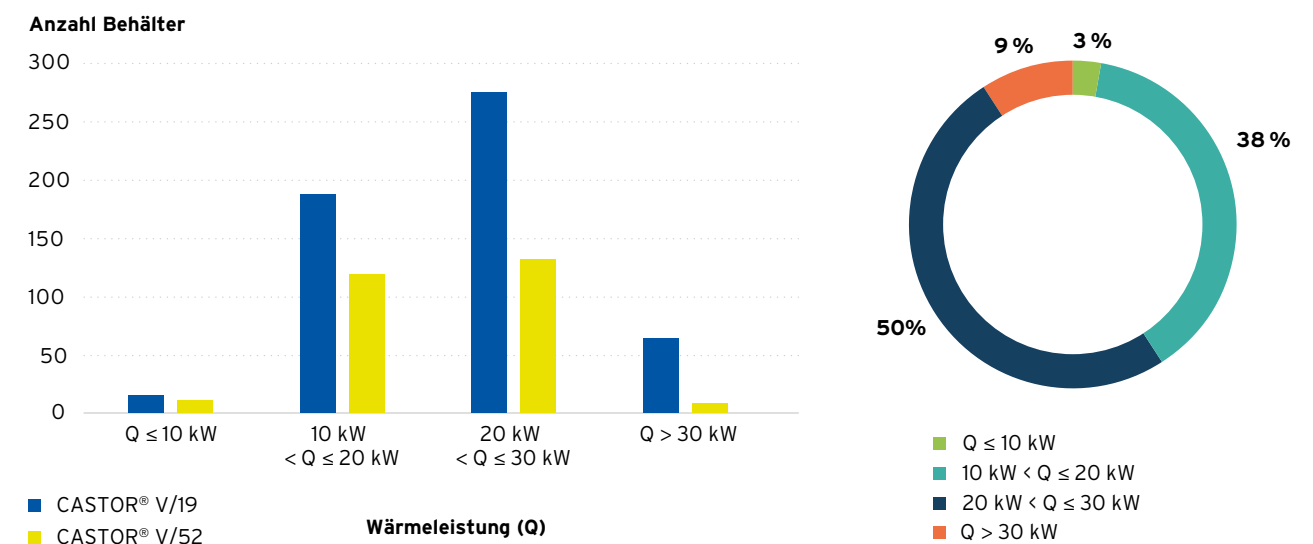


Abbildung 6: Verteilung der Wärmeleistung bei Beladung von CASTOR®-Behältern (LWR-BE), Stand Ende 2024

Aufgrund der gegenüber der Auslegung deutlich geringeren Wärmeleistungen sowohl der Einzelbehälter als auch der Gesamtbelegung der Zwischenlager sind die realen Bauteil- und Inventartemperaturen während der Lagerzeit, die maßgeblich für die Alterungsprozesse sind, deutlich geringer als ursprünglich angenommen. Dies trifft

insbesondere auf die Behälter mit der längsten Betriebsdauer zu, da diese mit den geringsten Wärmeleistungen beladen und in anfänglich leere Lager eingestellt worden sind. Für die Bewertung des Alterungsverhaltens der Behälter (und Inventare) kann hiervon bei der Ableitung des Forschungsbedarfs Kredit genommen werden.

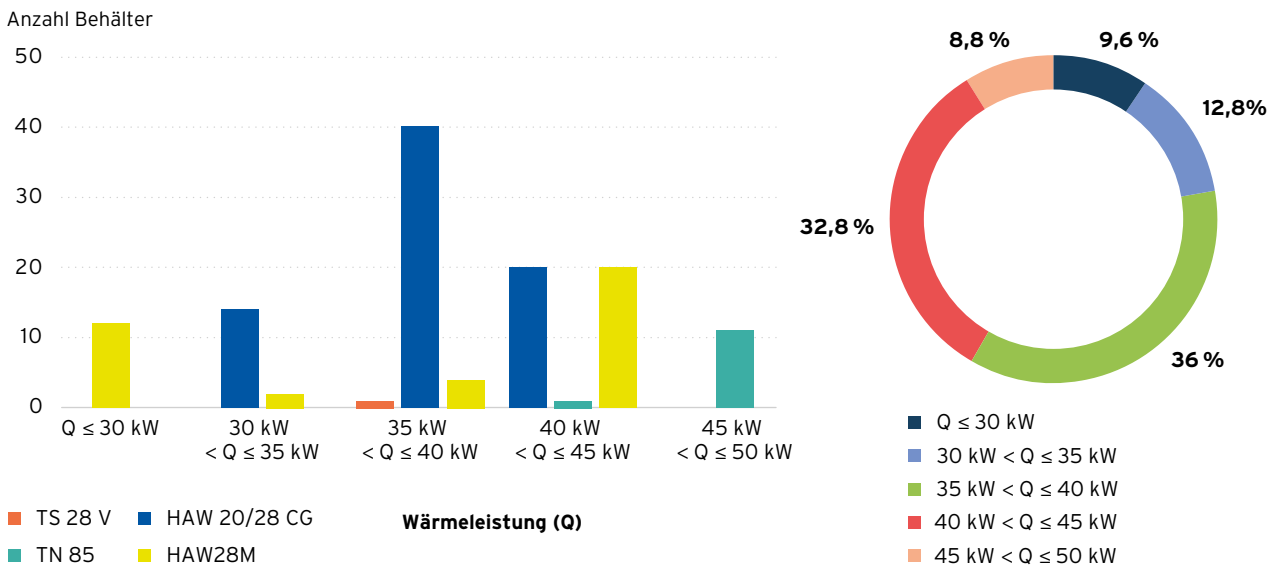


Abbildung 7: Verteilung der Wärmeleistung bei Beladung von Behältern für HAW-Glaskokillen, Stand Ende 2024

8.2 Ableitung des Forschungsbedarfs

Für die verlängerte Zwischenlagerung ist die BGZ im Rahmen ihres schutzzielorientierten Ansatzes zu der Einschätzung gekommen, dass insbesondere temperaturgetriebene Alterungsmechanismen aufgrund der abnehmenden Nachzerfallswärmeleistung im weiteren Verlauf der Zwischenlagerung an Einfluss verlieren und keine grundsätzlichen Veränderungen gegenüber der bisherigen Bewertung für 40 Jahre zu erwarten sind. Ähnlich ist es bei der Auswirkung der ionisierenden Strahlung. Für relevante Eigenschaftsveränderungen der verwendeten Strukturmaterialien sind die über die Lagerdauer deponierten Gamma-Energien und Neutronen-Fluenzen um Größenordnungen zu gering. Eine Verlängerung der Aufbewahrungsdauer lässt hier keine Veränderung in der Sicherheitsbewertung erwarten. Der Verbrauch von Neutronenabsorbbern durch Neutroneneinfang ist auch über lange Lagerzeiträume gegenüber der vorhandenen Menge zu vernachlässigen und hat somit keinen Einfluss auf die sichere Aufrechterhaltung der Unterkritikalität. Korrosionsprozesse innerhalb der dichten Umschließung (Behälterschacht, Sperrraum) kommen aufgrund der begrenzten Restwassermenge – sofern sie aufgrund der inerten Atmosphäre und der Werkstoffpaarungen überhaupt auftreten konnten – im Laufe der Lagerung frühzeitig gänzlich zum Erliegen. Die äußeren Behälter-

bereiche werden zudem im Rahmen des Alterungsmanagements überprüft. Sollten Befunde auftreten, sind diese mit Wartungsmaßnahmen jederzeit behebbar. Dementsprechend wird für diese Alterungsmechanismen kein Forschungsbedarf abgeleitet.

Anders verhält es sich bei den Metalledichtungen und den Deckelschrauben als den maßgeblichen Behälterkomponenten zur Gewährleistung des Schutzziels des sicheren Einschlusses der radioaktiven Stoffe. Beide Komponenten unterliegen Relaxationsprozessen, die zur Verringerung des Rückstellvermögens der Metalledichtung beziehungsweise potenziell zur Abnahme der Schraubenvorspannung führen. Zusätzliche Untersuchungen zum Langzeitdichtungsverhalten werden als wichtig eingeschätzt. Bei der Schraubenrelaxation werden aufgrund des niedrigen Temperaturniveaus und der damit einhergehenden geringen Kriechneigung nur minimale Veränderungen erwartet, die durch die Auslegung der Schraubverbindung abgedeckt sind. Zum anderen ist ein Wiederanziehen der Schraubverbindungen prinzipiell möglich.

Weitere Alterungsmechanismen mit potenziellen Effekten auf die Einhaltung eines Schutzziels beziehen sich auf das Moderatormaterial, das durch Kriechprozesse und die damit verbundene Änderung der Anordnung sowie durch

thermisch und durch Strahlung induzierte Zersetzungs Vorgänge eine Verschlechterung der Abschirmeigenschaften erfahren kann. Das Alterungsverhalten ist jedoch bereits im Rahmen der aktuellen Genehmigungen abdeckend beschrieben worden und kann entsprechend auf die verlängerte Zwischenlagerzeit extrapoliert werden. Zudem wirkt die mit dem weiteren Zerfall des radioaktiven Inventars einhergehende Aktivitätsabnahme einer eventuellen Verschlechterung der Abschirmeigenschaften entgegen. Daher wird zum Moderatorverhalten kein spezifischer Forschungsbedarf abgeleitet. Allerdings können Dosisleistungs- und Temperaturmessungen zur integralen Bewertung der Funktionsfähigkeit der Behälter in Bezug auf die Erfüllung der Schutzziele (Abschirmung und Wärmeabfuhr) beitragen.

Zusätzlicher Handlungsbedarf leitet sich aus dem Alterungsmanagement und der Betriebserfahrung der BGZ bezüglich der Druckschalter ab. Auch wenn auf Basis der aktuellen Betriebserfahrung die weitere Nutzbarkeit der verbauten Druckschalter während der verlängerten Zwischenlagerung nicht infrage gestellt ist, sollte aufgrund einer gewissen Häufung von Defekten an den Kontakt-durchführungen des Druckschalters eine Optimierung dieser Komponente angestrebt werden.



9. Forschungsbedarf im Bereich Inventare

Die Inventare, die in den Zwischenlagern der BGZ aufbewahrt werden, lassen sich in Brennelemente und Abfälle aus der Wiederaufarbeitung unterteilen. Die Brennelemente lassen sich weiterhin kategorisieren in Leichtwasserreaktoren (LWR) der Leistungsreaktoren (Druckwasserreaktoren, DWR, und Siedewasserreaktoren, SWR) sowie die Brennelemente aus deutschen Prototyp- und Forschungsreaktoren.

9.1 LWR-Brennelemente 9.1.1 Inventar-Review

Die in den Zwischenlagern der BGZ gelagerten LWR-Brennelemente sind vom Grundkonzept her immer gleich aufgebaut: Mehrere Brennstäbe sind zu einer quadratischen Anordnung zusammengefasst (siehe Abbildung 8). Die Anzahl der Stäbe in einem Brennelement variiert dabei von 8x8 bis 18x18. Je nach Reaktor und Brennelementhersteller kann das Brennelement Stäbe enthalten, die nur auf einer bestimmten Länge Brennstoff enthalten (sogenannte teillange Brennstäbe), und brennstofffreie Stäbe, sogenannte Führungs- und Instrumentierungsrohre. Die

LWR-Brennelemente lassen sich zudem in verschiedene weitere Kategorien einteilen, zum Beispiel nach Reaktortyp (DWR/SWR), Hüllrohrmaterial, Brennstoff oder auch nach Charakteristiken basierend auf der individuellen Bestrahlungshistorie wie Abbrand und Nachzerfallsleistung.

Als Brennstoff kamen neben UO_2 auch Mischoxide (MOX) und Uran aus der Wiederaufarbeitung (wiederaufgearbeitetes Uran, WAU) zum Einsatz. Anreicherung und Abbrand der Brennelemente nahmen über die Laufzeit zu, das heißt, die Anreicherung stieg auf bis zu circa 5 Gewichtsprozent ^{235}U und die über das Brennelement gemittelten nominalen Zielabbrände erreichten bis zu 65 GWd/tSM. Der Brennstoff wurde in Form von Tabletten (englisch: pellets) in Brennstabhüllrohre aus verschiedenen Zirkoniumlegierungen gefüllt. Für DWR-Reaktoren lassen sich diese im Wesentlichen einteilen in Zry-4, verschiedene Duplex-Varianten sowie die Werkstoffe ZIRLO® und Optimized ZIRLO® von Westinghouse und M5® von Framatome. Für die SWR-Reaktoren wurden Zry-2-Hüllrohre mit und ohne Liner eingesetzt.

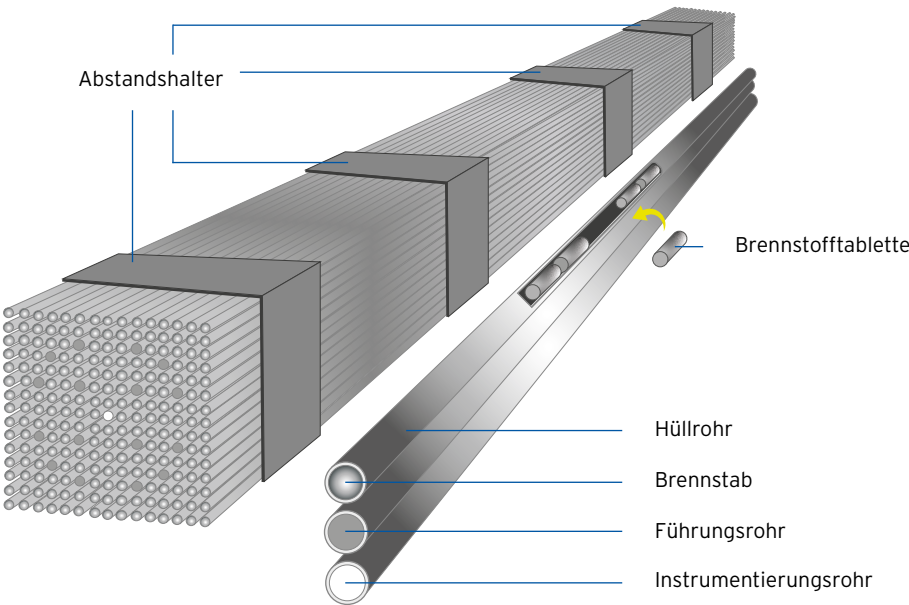


Abbildung 8: Schematische Darstellung eines DWR-Brennelements

Im Sicherheitskonzept der Transport- und Lagerbehälter erfüllen sowohl die Brennelemente als auch die Brennstabhüllrohre sicherheitstechnische Funktionen. Die Brennstabhüllrohre und ihre Zusammenfassung zu Brennelementen sichern, dass der Brennstoff in einer immer gleichen geometrischen Anordnung verbleibt. Für bestrahlte Brennelemente stellen die Brennstabhüllrohre die primäre Barriere dar, die ein unkontrolliertes Verbreiten radioaktiver Stoffe in das Behälterinnere vermeidet.

Anders als bei den Erstanträgen für die 40-jährige Aufbewahrungsgenehmigung werden zum Zeitpunkt der Antragstellung für die verlängerte Zwischenlagerung alle LWR-Brennelemente in Behältern in den Zwischenlagern eingelagert sein. Damit sind die realen Randbedingungen sowohl für die Beladungen als auch die Inventare bekannt. Zurzeit befinden sich rund 25.000 LWR-Brennelemente in den von der BGZ betriebenen Zwischenlagern. Aus der oben genannten Entsorgungs- und Beladestrategie ergibt sich, dass 2028 voraussichtlich die letzten Beladungen mit LWR-Brennelementen, die sich noch in den

Abklingbecken befinden, abgeschlossen werden. Die BGZ erwartet nach Abschluss der Einlagerung eine Gesamtmenge von mehr als 28.000 bestrahlten Brennelementen aus Leistungsreaktoren, die sich dann in mehr als 1.000 Behältern befinden.

Von den voraussichtlich bis 2028 eingelagerten Brennelementen werden weniger als 7 Prozent MOX-Brennstoffe enthalten. Die Abbrände der bis dahin eingelagerten Inventare verteilen sich auf rund 31 Prozent unter 40 GWd/tSM, 53 Prozent mit Abbränden zwischen 40 und 55 GWd/tSM und 16 Prozent mit Abbränden über 55 GWd/tSM. Als Hüllrohrmaterialien sind bei den SWR-Brennelementen Zry-2 mit und ohne Liner benutzt worden. Bei den verwahrten DWR-Brennelementen sind vor allem Zry-4 und M5® sowie verschiedene Duplex-Varianten und Optimized ZIRLO® als Hüllrohrmaterialien verwendet worden. In Abbildung 9 ist zusätzlich zur Verteilung der Hüllrohrmaterialien der bis 2028 eingelagerten Brennelemente auch die jeweilige Verteilung über die Abbrände im schattierten Innenkreis dargestellt.

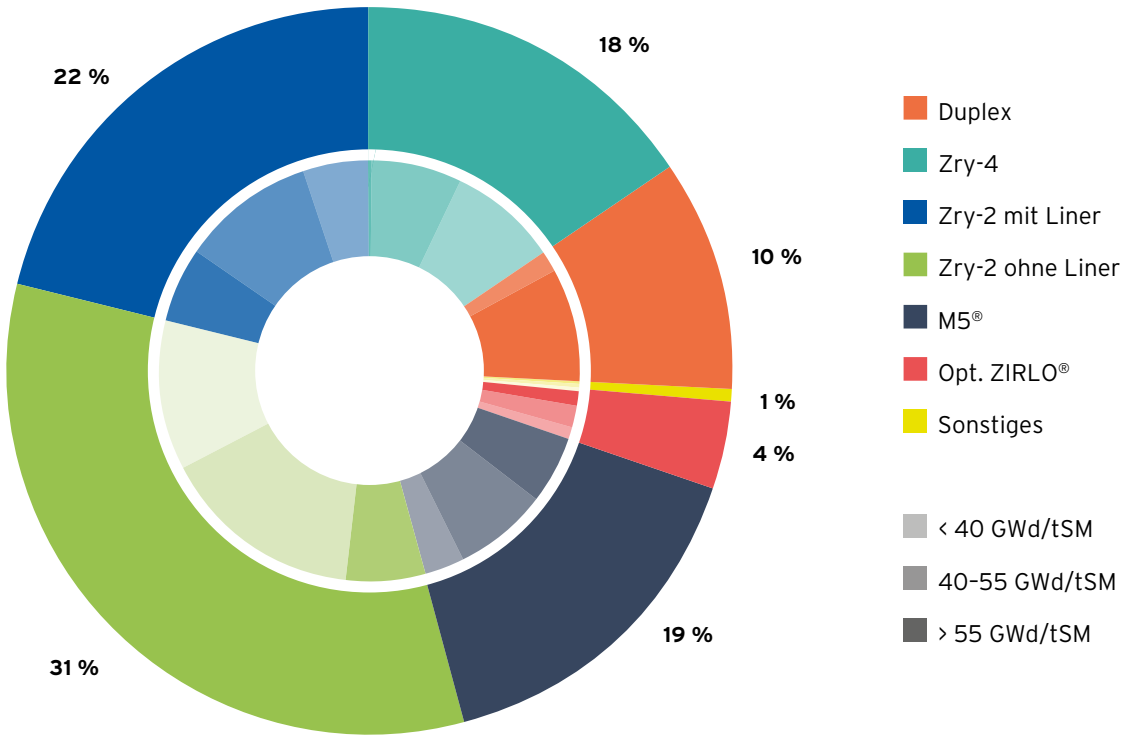


Abbildung 9: Verteilung der Hüllrohrmaterialien mit zugehörigem Abbrand für das gesamte bis voraussichtlich 2028 eingelagerte Inventar

Die unterschiedlichen Farben repräsentieren die verschiedenen Hüllrohrmaterialien und die Kreissegmente deren relative Häufigkeit. Die Schattierungen im Innenkreis zeigen drei Abbrandklassen: bis 40 (hellste Schattierung), zwischen 40 und 55 (leichte Schattierung) und größer 55 GWd/tSM (Volltonfarbe).

Die Genehmigungen, deren Befristung zuerst endet, sind die der zentralen Zwischenlager in Gorleben und Ahaus. Die ersten Behälter zur trockenen Zwischenlagerung bestrahlter LWR-Brennelemente aus deutschen Leistungsreaktoren wurden im Behälterzwischenlager Gorleben eingelagert. Dabei handelt es sich um einen CASTOR® Ic mit UO₂-SWR-Brennelementen, einen CASTOR® IIa mit UO₂-DWR-Brennelementen sowie drei CASTOR® V/19 mit UO₂-DWR-Brennelementen. Alle fünf Behälter wurden bis 1997 eingelagert. Anschließend wurden keine weiteren Behälter mit LWR-Brennelementen nach Gorleben geliefert. Die Abbrände der Brennelemente sind vergleichsweise niedrig, um die 30 GWd/tSM. Der maximale Abbrand liegt bei circa 34 GWd/tSM, der minimale bei 22 GWd/tSM. Als Hüllrohrmaterial wurde Zry-4 für die DWR-Brennelemente und Zry-2 für die SWR-Brennelemente verwendet.

Im Brennelemente-Zwischenlager Ahaus stehen insgesamt sechs LWR-Brennelementbehälter: drei vom Typ CASTOR® V/19 mit DWR-Brennelementen und drei vom Typ CASTOR® V/52 mit SWR-Brennelementen. Die Abbrände sind hier ebenfalls vergleichsweise niedrig, lediglich zwei der 213 Brennelemente liegen leicht über 40 GWd/tSM. Die Hüllrohrmaterialien sind ebenfalls ausschließlich Zry-4 und Zry-2.

An den Standortzwischenlagern wurde im Dezember 2002 der erste Brennelementbehälter in Lingen eingelagert. 2006 wurden dann in weiteren Zwischenlagern an den Standorten Gundremmingen, Grohnde, Biblis, Grafenrheinfeld, Krümmel und Neckarwestheim Brennelementbehälter eingelagert. Die Zwischenlager an den Standorten Isar, Brokdorf, Philippsburg und Unterweser haben ihren Betrieb 2007 aufgenommen. Die kumulierte Anzahl der eingelagerten LWR-Brennelemente in den Zwischenlagern der BGZ ist in Abbildung 10 dargestellt.

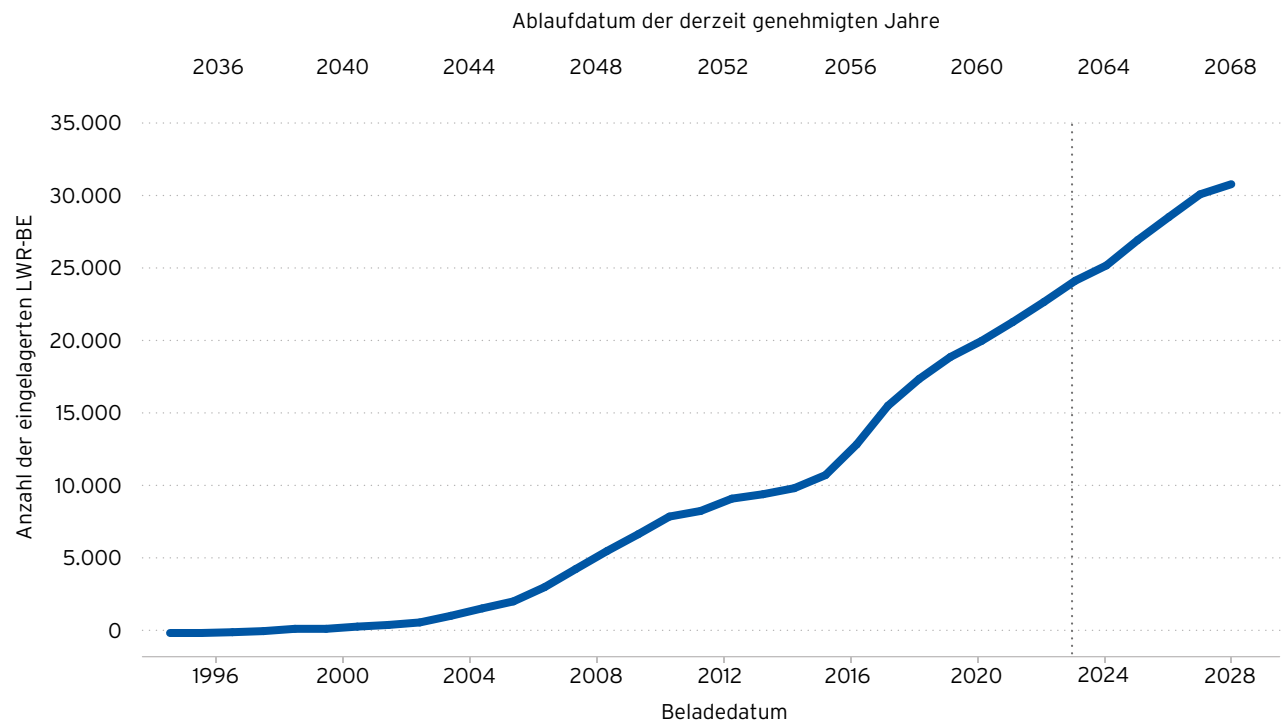


Abbildung 10: Anzahl der zurzeit eingelagerten und noch erwarteten LWR-Brennelemente der Leistungsreaktoren in den von der BGZ betriebenen Zwischenlagern, Stand Juni 2025

9.1.2 Ableitung des Forschungsbedarfs

Die Strategie der BGZ hinsichtlich der Forschung ergibt sich aus der zeitlichen Notwendigkeit, das heißt dem Auslaufen der Aufbewahrungsgenehmigungen und der Dauer der trockenen Zwischenlagerung sowie der Einordnung und Abdeckung des eingelagerten Inventars durch bestehende nationale und internationale Forschungsprogramme.

Für die verlängerte Zwischenlagerung ist die BGZ im Rahmen ihres schutzzielorientierten Ansatzes zu der Einschätzung gekommen, dass die Beschreibung des Brennstabverhaltens beziehungsweise der Nachweis der Brennstabintegrität weiterer Untersuchungen bedarf. Diese Einschätzung steht im Einklang mit nationalen [25, 26] und internationalen Studien und Veröffentlichungen [27, 28, 29] sowie mit den durch die BGZ bei Brennelement- und Behälterherstellern in Auftrag gegebenen Gap-Analysen.

Die aktuellen Kriterien zur Einhaltung der Brennstabintegrität sind entwickelt worden, um Schadensmechanismen zu begrenzen und so einen systematischen Integritätsverlust der Hüllrohre ausschließen zu können. Zu diesen Mechanismen gehören das Hüllrohrkriechen bedingt durch den internen Gasdruck, ein verzögerter, durch Hydride induzierter Riss (Delayed Hydride Cracking, DHC) und die Korrosion des Hüllrohrs durch Oxidation. Um diese Effekte zu begrenzen und so die Integrität der Brennstabhüllrohre während der trockenen Zwischenlagerung zu garantieren, wurden die Hüllrohrtemperatur auf maximal 370 °C, die Umfangsspannung auf maximal 120 MPa und die Umfangsdehnung auf 1 Prozent begrenzt.

Die Begrenzung der maximalen Hüllrohrtemperatur während der Abfertigung und Lagerung auf 370 °C verhindert das Ausglühen der Strahlungsverfestigung, was unter anderem höhere Kriechraten zur Folge hätte. Andererseits begrenzt es die Auflösung bestehender Hydride bei Hüllrohren mit höherer Wasserstoffaufnahme (wie zum Beispiel Zircaloy-4). Für die Brennstabhüllrohre gilt, dass die maximale Temperatur nach dem Reaktoreinsatz während des Trocknungsprozesses im Behälter auftritt. Während der weiteren Lagerzeit verringern sich die Temperaturen der abnehmenden Nachzerfallsleistung der Brennelemente folgend. Die Temperaturverteilung in den verschlossenen Behältern variiert sowohl in zeitlicher als auch in axialer und radialer Ausrichtung und hängt von der konkreten Beladung (also den Leistungen der Brennelemente und deren Anordnung im Behälter) sowie dem Einfluss durch benachbarte Behälter ab. Bei den bisherigen Rechnungen zur Nachweisführung werden Temperaturen im Behälter aufgrund der enthaltenen Konservativitäten überschätzt. Für die Bewertung weiterer Effekte, die für eine

verlängerte Zwischenlagerung über die 40 Jahre hinaus von Bedeutung sein können, ist die Kenntnis einer realistischen Temperaturverteilung notwendig.

Die Begrenzung der maximalen Tangentialspannung im Hüllrohr auf 120 MPa verhindert, dass zu hohe Kriechraten auftreten, die ein Hüllrohrversagen zur Folge haben könnten. Die Tangentialspannung ist ebenfalls eine der Randbedingungen für die Hydridumorientierung während und nach der Trocknung. Die Begrenzung der maximalen Tangentialspannung begrenzt auch diesen Effekt.

Mit der Begrenzung der maximalen tangentialen Dehnung des Hüllrohrs während der Zwischenlagerung auf 1 Prozent wird eine zu hohe Kriechdehnung des Hüllrohrs als Folge der Tangentialspannung in der Hüllrohrwand vermieden. Relevante Kriechraten erfordern eine Temperatur von mindestens 300 °C, die aufgrund der abfallenden Nachzerfallsleistung je nach Reaktoreinsatz des Brennelements nur in den ersten Monaten bis Jahren vorliegt.

Diese Kriterien wurden für die aktuelle Genehmigung für einen Zeitraum von 40 Jahren festgelegt. Das Ziel der BGZ-Forschung ist, die Kriterien für die verlängerte Zwischenlagerung zu erweitern und so eine sichere Zwischenlagerung sowie den anschließenden Transport zu ermöglichen. Dabei wird auch untersucht, ob weitere Schadensmechanismen zu Hüllrohrversagen führen können.

Für die Nachweisführung in der verlängerten Zwischenlagerung müssen prinzipiell sowohl zusätzliche experimentelle Daten generiert als auch analytische Verfahren, Methoden und Modelle in die erforderlichen analytischen Vorhersagemethoden implementiert und validiert werden. Internationale Forschungs- und Entwicklungsaktivitäten gibt es zu einem Großteil der relevanten Themen, jedoch nicht immer in den für die LWR-Brennelemente aus deutschen Leistungskraftwerken repräsentativen Parameterbereichen. So gibt es zum Beispiel zahlreiche Studien zum Wasserstoffverhalten während der trockenen Zwischenlagerung bei zu schnell sinkenden Temperaturen. Daraus abgeleitete Konsequenzen können sich signifikant von denen bei realistischen Abkühlraten unterscheiden [30, 31]. Für eine schutzzielorientierte Forschung ist es grundsätzlich erstrebenswert, erhaltene Resultate bei der Annahme von für Deutschland prototypischen Randbedingungen zu nutzen. Die Annahme von nicht prototypischen Randbedingungen bedingt immer die anschließende Übertragung der Ergebnisse in die relevanten prototypischen Parameterbereiche. Ähnliches gilt auch für die Untersuchung von Einzeleffekten im Vergleich zu integralen Tests an bestrahlten Brennstäben: Bei der Übertragung von

Ergebnissen aus Einzeleffekttests auf die reale Situation muss die Wechselwirkung mit anderen Einzeleffekten berücksichtigt werden. Für das weitere Vorgehen schließt die BGZ daraus, dass grundsätzlich experimentelle Arbeiten als integrale Tests in prototypischen Parameterbereichen verfolgt werden sollten.

Bestimmte Langzeiteffekte können nicht direkt untersucht werden, da entsprechendes Material nicht zur Verfügung steht: Es existieren keine bestrahlten Brennstäbe mit prototypischen Randbedingungen, die länger als 40 Jahre in Behältern trocken zwischengelagert sind. Effekte wie zum Beispiel die Spaltgasfreisetzung im verschlossenen Hüllrohr über die gesamte Lagerzeit können nur theoretisch beschrieben werden und müssen so gut wie möglich experimentell verifiziert werden.

Um zu bewerten, wie relevant einzelne Effekte in Bezug auf die Hüllrohrintegrität sind, ist die Entwicklung einer konsistenten und validierten Vorhersagemöglichkeit durch Berechnung und Simulation des Brennstabverhaltens notwendig. Die Entwicklung der notwendigen einzelnen Berechnungsschritte ist dabei unterschiedlich weit fortgeschritten: Für die Isotopenzusammensetzung des Brennstoffs sowie für die thermische Entwicklung der Hüllrohrtemperaturen sind die Entwicklungen bereits weiter fortgeschritten als für die Vorhersage der Hüllrohrmechanik in Bezug auf die Einhaltung der Schutzziele [32]. Hier fehlen in den entsprechenden Rechenprogrammen noch Modelle, Verfahren und vor allem auch experimentelle Daten zur Validierung in den für Deutschland relevanten Parameterbereichen. Weitere experimentelle Arbeiten in den relevanten Parameterbereichen können zur Verlässlichkeit theoretischer Vorhersagemöglichkeiten bezüglich der Einhaltung der Schutzziele entscheidend beitragen.

Um den grundsätzlichen Forschungsbedarf auf die tatsächlich von der BGZ eingelagerten Inventare zu übertragen, müssen das Auslaufen der einzelnen Genehmigungen und das davon betroffene Inventar berücksichtigt werden. Wie in Abbildung 2 dargestellt, sind die ersten auslaufenden Genehmigungen jene für die zentralen Zwischenlager in Ahaus und Gorleben. Forschung und Entwicklung zur Sicherstellung des Nachweises der Hüllrohrintegrität haben für diese Inventare aus zeitlicher Sicht die höchste Priorität. Die dort eingelagerten Inventare bestehen aus SWR- und DWR-Brennelementen mit niedrigen Abbränden. Bis auf zwei Brennelemente in Ahaus mit 40 und 43 GWd/tSM liegen alle anderen gemittelten Abbrände der fast 300 Brennelemente – zum Teil deutlich – unter 40 GWd/tSM. Die Brennelemente sind in ihren Eigenschaften wie Hüllrohrmaterial und

Bestrahlungshistorie ähnlich den im CASTOR® V/21 PWR Spent Fuel Storage Cask Performance Test [33] beschriebenen. In dem Versuchsprogramm wurde ein bereits beladener CASTOR®-V/21-Behälter nach 14-jähriger Lagerung geöffnet und die gelagerten Brennelemente experimentell untersucht. Die aus den Experimenten gewonnenen Daten und Untersuchungen haben keine nennenswerten Schädigungen nachgewiesen. Da Langzeiteffekte wie zum Beispiel der Aufbau von Spaltgasen und der damit verbundene erhöhte Innendruck bei diesen vergleichsweise niedrigen Abbränden nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik eine untergeordnete Rolle spielen, werden die in dem Versuchsprogramm gewonnenen Daten von der BGZ als äußerst wichtig eingeschätzt.

Der überwiegende Teil der in den Zwischenlagern der BGZ eingelagerten Brennelemente hat einen über das Brennelement gemittelten Abbrand von 40 bis 55 GWd/tSM. Zu Brennelementen mit diesen Abbränden gibt es national wie international einige Forschungsaktivitäten, beispielsweise das High Burnup Dry Storage Research and Development Project in den USA [34], in dem 32 Brennelemente aus Leistungsreaktoren der USA in einen TN®-32-Behälter verpackt wurden. Voraussichtlich im Jahr 2027 soll der Behälter nach dann zehnjähriger Lagerzeit zu einem geeigneten Labor transportiert und die Brennelemente detailliert untersucht werden. Das im TN®-32 eingelagerte Inventar umfasst DWR-Brennelemente mit Hüllrohren aus Zry-4 (2 Brennelemente), M5® (18) und ZIRLO® (12). Die Abbrände liegen zwischen 50 und 55,5 GWd/tSM. Die Anfangsanreicherungen liegen zwischen 4,2 und 4,55 Gewichtsprozent ²³⁵U. Die SWR-Hüllrohrmaterialien Zry-2 mit und ohne Liner sowie DWR-Hüllrohre aus Duplex oder Optimized ZIRLO® werden nicht untersucht. Hier kann teilweise auf Untersuchungen aus Programmen wie SCIP oder auch Untersuchungen der Brennelementhersteller wie zum Beispiel Westinghouse [27] zurückgegriffen werden. Die Auswertung der Daten und deren Übertragung auf die konkret eingelagerten Inventare haben für die BGZ eine hohe Priorität.

Ein geringer Anteil der in den Zwischenlagern der BGZ eingelagerten Brennelemente hat einen gemittelten Abbrand von mehr als 55 GWd/tSM (siehe Abbildung 9). Vergleichsweise hohe Abbrände von über das Brennelement gemittelten 65 GWd/tSM für UO₂- und MOX-Brennstoffe sind international nur selten vorgesehen. Entsprechend kann bei der verlängerten Zwischenlagerung für diese hohen Abbrände und insbesondere auch für MOX-Brennstoffe nicht oder nur sehr begrenzt auf bestehende internationale Forschungsaktivitäten zurückgegriffen werden. Hier sieht die BGZ einen Forschungsbedarf für die an den Standort-Zwischenlagern eingelagerten Brennelemente.

9.2 Brennelemente aus Forschungs-, Versuchs- und Testreaktoren

Zurzeit befinden sich in den von der BGZ betriebenen Zwischenlagern die Brennelemente des Thorium-Hochtemperatur-Reaktors (THTR-300) und des Rossendorfer Forschungsreaktors (RFR).

Die bestrahlten Brennelemente des 1989 abgeschalteten THTR-300 sind in 305 CASTOR®-THTR/AVR-Behältern im Zwischenlager Ahaus eingelagert. Bei den kernbrennstoffhaltigen Inventaren handelt es sich zum einen um kugelförmige Brennelemente und zum anderen um plattenförmige Brennelemente aus dem Abbrandmessreaktor des THTR.

Die kugelförmigen Brennelemente haben einen Durchmesser von circa 60 mm und bestehen aus einer im Zentrum liegenden Grafitmatrix, die den Brennstoff in Form von beschichteten Partikeln enthält, sowie einer äußeren brennstofffreien Grafitschale (siehe Abbildung 11). Die Brennstoffpartikel bestehen aus einem zentralen Brennstoffkern und einem Beschichtungssystem zur Rückhaltung der Spaltprodukte. Das mehrschalige Beschichtungssystem setzt sich aus einer niedrigdichten Puffer- und einer hochdichten Außenschicht – jeweils aus pyrolytisch abgeschiedenem Kohlenstoff hergestellt – zusammen, die durch eine Zwischenschicht aus Siliziumkarbid getrennt sind. Der Brennstoffkern besteht entweder aus karbidischen oder

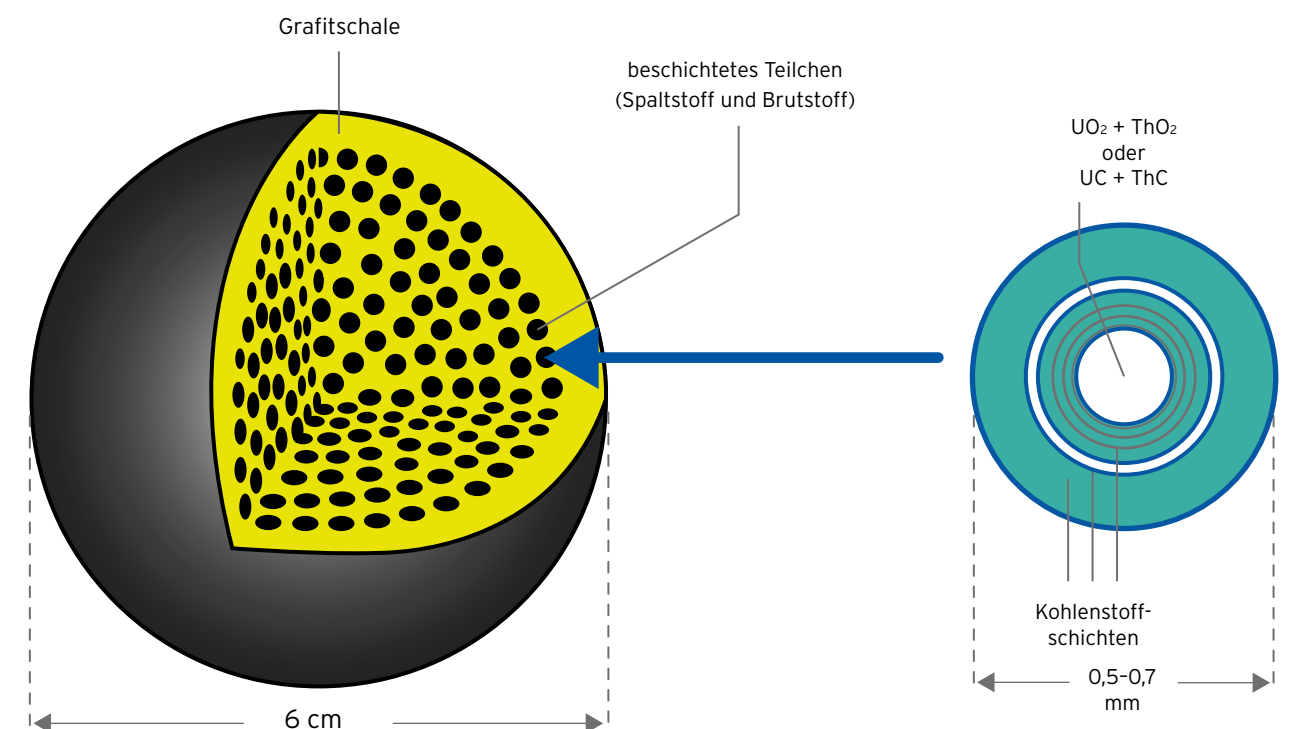


Abbildung 11: Schematischer Aufbau der THTR-Brennelementkugeln

oxydischen Uran- und/oder Thoriumverbindungen, wobei das Uran auf bis zu 93 Gewichtsprozent mit ²³⁵U angereichert sein kann.

Für die Zwischenlagerung in den CASTOR®-THTR/AVR-Behältern befinden sich die kugelförmigen Brennelemente in einer dicht verschweißten Kanne aus Edelstahl. Eine Kanne enthält maximal 2.110 Brennelemente, wobei der mittlere Abbrand je Kanne 0,114 GWd/kgU beträgt. Die Wärmeleistung betrug bereits bei der Beladung 1992 nach einer minimalen Abklingzeit von drei Jahren nicht mehr als 1 kW je Kanne beziehungsweise Behälter.

Die Brennelemente des zum THTR gehörenden Abbrandmessreaktors setzen sich aus rechteckigen Platten zusammen, die aus einer Legierung mit 80 Gewichtsprozent Aluminium und 20 Gewichtsprozent angereichertem Uran bestehen. Der mittlere Abbrand ist mit 0,13 MWd/kgU ebenfalls äußerst gering. Die insgesamt 767 Brennelemente dieses Typs wurden in insgesamt zwei Behältern verpackt.

Die bestrahlten Brennelemente des RFR sind seit 2005 in 18 CASTOR®-MTR2-Behältern im Zwischenlager Ahaus eingelagert. Das Inventar besteht aus 803 Brennelementen des Typs WWR-M und -M2 sowie 147 EK-10-Brennelementen

und einem Behälter mit 16 Einzelstäben des gleichen Brennelementtyps. Der jeweilige Brennstoff ist UO_2 mit einer Anfangsanreicherung von 36 Gewichtsprozent (WWR-M/M2) beziehungsweise 10 Gewichtsprozent ^{235}U (EK-10). RFR-Brennelemente vom Typ WWR-M/M2 weisen eine Brennstoffmatrix aus UO_2-Al auf, die in Al-Blechen eingeschlossen ist. Die Brennstoffmatrix befindet sich dabei in zwei ineinanderliegenden zylindrischen sowie einem umschließenden Sechskantrohr. RFR-BE vom Typ EK-10 enthalten Brennstäbe mit einer Brennstoffmatrix aus UO_2-Mg , die von einem Al-Hüllrohr umgeben sind. Einzelbrennstäbe von zerlegten EK-10-RFR-Brennelementen werden zudem in Brennstabbehältern gebündelt, die in ihren Abmessungen und nuklearen Kenndaten EK-10-Brennelementen entsprechen. Die thermische Leistung der Brennelemente betrug bei Beladung maximal 103 Watt je Behälter.

Es ist allen hier beschriebenen Brennelementtypen aus Forschungs- und Prototypreaktoren gemein, dass sie während der Zwischenlagerung relativ geringen thermischen und radiologischen Belastungen unterliegen. Das Temperaturniveau liegt aufgrund der geringen Nach-

zerfallswärmeleistung deutlich unterhalb kritischer Werte, die Einfluss auf das Materialverhalten haben könnten. Einhergehend mit den relativ geringen Abbränden und dem damit verbundenen geringen Aktivitätsinventar ist auch das Niveau der Neutronenstrahlung signifikant geringer als bei Behälterbeladung mit LWR-Brennelementen.

Derzeit sieht die BGZ für Brennelemente aus Forschungs- und Prototypreaktoren keinen Forschungsbedarf, um den Nachweis der Einhaltung der Schutzziele auch für die verlängerte Zwischenlagerung zu erbringen.

Ungeachtet dessen werden weiterhin die internationalen Erfahrungen bei Transport und Lagerung ähnlicher Brennelemente durch Verfolgung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik mit dem hier dargestellten Stand abgeglichen.

9.3 Verglaste Abfälle

Bei den verglasten Abfällen handelt es sich um hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter LWR-Brennelemente aus deutschen Leistungsreaktoren. Diese HAW-Abfälle sind bereits in Form von sogenannten

im Wesentlichen die Immobilisierung der hochradioaktiven Abfälle in der Glasmatrix für die Endlagerung, das heißt für eine mehrere Tausend Jahre dauernde Lagerung der verglasten Abfälle.

Neben der Glasmatrix stellt die Kokille mit ihrem 5 mm dicken Edelmantel eine weitere Barriere zur Rückhaltung radioaktiver Partikel dar. Zudem ermöglicht die Kokille die sichere Handhabung der HAW-Glaskokille zum Beispiel bei der Beladung der Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung.

Im Rahmen der Endlagerforschung wurde das Langzeitverhalten der HAW-Glaskokillen bereits umfassend unter-

sucht und das Verfahren zur Glasherstellung optimiert. Die geringen thermischen, mechanischen und radiologischen Belastungen während der Zwischenlagerung schließen eine signifikante Radionuklidmobilisierung aus.

Derzeit sieht die BGZ für HAW-Glaskokillen keinen Forschungsbedarf, um den Nachweis der Einhaltung der Schutzziele auch für die verlängerte Zwischenlagerung zu erbringen.

Ungeachtet dessen werden weiterhin die internationalen Erfahrungen bei Transport und Lagerung verglaster Abfälle durch Verfolgung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik mit dem hier dargestellten Stand abgeglichen.



Abbildung 12: Beladung eines Behälters mit HAW-Glaskokillen (links), einzelne Kokille (rechts)

CSD-V (Colis Standard de Déchets Vitriifiés; Standard-abfallgebinde-verglast) beziehungsweise HAW-Glaskokillen endlagerfähig konditioniert (siehe Abbildung 12). Die Wiederaufarbeitung der LWR-Brennelemente und die Verglasung erfolgten in den Wiederaufarbeitungsanlagen La Hague (Frankreich) und Sellafield (England). Bei der Wiederaufarbeitung wird der bestrahlte Kernbrennstoff zunächst mechanisch zerkleinert und chemisch aufgelöst, und anschließend werden die wiederverwendbaren spalt-

baren Bestandteile Uran und Plutonium zur Weiterverwendung in MOX- und WAU-Brennelementen abgetrennt. Das zurückbleibende Konzentrat aus Aktiniden und Spaltproduktrestmengen wird beim Verglasungsprozess in Borsilikatglas gebunden. Die so entstandene Glasschmelze wird bei einer Temperatur von etwa 1.000 °C in standardisierte Edelmantelkanister, die sogenannten Kokillen, gegossen. Nach dem Abkühlen auf circa 500 °C und der damit verbundenen Erstarrung des HAW-Glases werden die Kokillen dicht verschweißt. Das Ziel der Verglasung ist



Quelle: GNS

10. Forschungsbedarf im Bereich Zwischenlagergebäude

Die Aufbewahrung der Transport- und Lagerbehälter mit bestrahlten Brennelementen oder verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung erfolgt in Deutschland in Zwischenlagergebäuden aus Stahlbeton. Die primären Schutzziele wie Kritikalitätssicherheit, Abschirmung, dichter Einschluss und Wärmeabfuhr werden unmittelbar von den Transport- und Lagerbehältern übernommen. Die Lagergebäude tragen zur Einhaltung der Schutzziele bei, indem sie folgende Schutzfunktionen erfüllen:

- Schutz der Transport- und Lagerbehälter vor Umwelteinflüssen,
- zusätzliche Abschirmung der ionisierenden Strahlung,
- Sicherstellung der Wärmeabfuhr von den Behältern an die Umgebung und
- Schadensvorsorge gegen Störfälle und auslegungsüberschreitende Ereignisse.

Neben der Gewährleistung der Sicherheit beim bestimmungsgemäßen Betrieb, Störfällen und Naturereignissen wie zum Beispiel Erdbeben oder Hochwasser trägt das Lagergebäude zur Sicherung bei. Dazu bieten Zwischenlagergebäude Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD), die eine Entwendung oder Freisetzung der im Zwischenlager aufbewahrten Kernbrennstoffe zum Ziel haben.

Die beiden zentralen Zwischenlager (siehe Abbildung 13) wurden in den 1970er-Jahren konzipiert, als man davon ausging, dass an diesen Standorten die aus dem Betrieb der deutschen Kernkraftwerke anfallenden bestrahlten LWR-Brennelemente bis zu ihrem Weitertransport zur Wiederaufarbeitung zwischengelagert werden. Dementsprechend beträgt die Lagerkapazität jeweils 420 Stellplätze, und als Gesamtwärmeleistung der eingelagerten Behälter sind 16 MW (Gorleben) beziehungsweise 17 MW (Ahaus) beantragt worden. Aufgrund der geänderten Entsorgungsstrategie sind in den zentralen Zwischenlagern seit deren

Inbetriebnahme in den 1990er-Jahren tatsächlich nur 113 (Gorleben) respektive 52 (Ahaus²) Stellplätze belegt. Die Gesamtwärmeleistung der eingelagerten Behälter hat zu keinem Zeitpunkt 5 MW (Gorleben) beziehungsweise 0,1 MW (Ahaus) überschritten. Die dezentralen Standortzwischenlager sind von 2002 bis 2007 in Betrieb genommen worden. Die geplanten Lagerkapazitäten der Standort-Zwischenlager variieren entsprechend dem zum damaligen Zeitpunkt festgestellten Entsorgungsbedarf zwischen 80 und 192 Stellplätzen sowie zwischen 2 MW und 7,4 MW Gesamtwärmeleistung.

Bei Zwischenlagergebäuden handelt es sich im Wesentlichen um Lagerhallen aus Stahlbeton, die aufgrund der radiologischen Anforderungen und der Auslegung für Erdbeben und Einwirkungen von außen sowie ihrer Sicherungsfunktionen gegenüber konventionellen Bauten erhöhte Wandsdicken aufweisen. Hinsichtlich ihrer Bauweise lassen sich die Zwischenlager in die beiden zentralen Zwischenlager sowie die Standort-Zwischenlager nach dem WTI-Konzept und dem Steag-Konzept unterscheiden, wobei sich das WTI-Konzept an die Gestaltung der zentralen Zwischenlager anlehnt. Eine bautechnische Ausnahme bildet das Zwischenlager in Neckarwestheim, das aufgrund seiner Lage in einem ehemaligen Steinbruch als Tunnellager ausgeführt worden ist.

Allen Zwischenlagern ist gemein, dass sie über einen Empfangs- beziehungsweise Verladebereich, einen Wartungsbereich sowie einen Lagerbereich verfügen. Im Empfangs- beziehungsweise Verladebereich werden ankommende Behälter vom Transportfahrzeug abgeladen und die notwendigen Prüfungen zur Einlagerung vorgenommen. Über diesen Bereich verlassen die Behälter das Zwischenlager auch wieder. Im Wartungsbereich können im Bedarfsfall Ausbesserungsarbeiten und Kontrollen an den Behältern durchgeführt werden. Im Lagerbereich werden die Transport- und Lagerbehälter stehend gelagert.

² Pro genehmigtem Stellplatz für Großbehälter (zum Beispiel CASTOR®-V-Behälter) können im BZA mehrere Behälter kleinerer Bauart (etwa CASTOR® MTR oder CASTOR® THTR/AVR) zwischengelagert werden.

Zur permanenten Überwachung ihrer Dichtfunktion sind die Behälter beziehungsweise deren Druckschalter mit dem Behälterüberwachungssystem des Zwischenlagers verbunden. Der Lagerbereich ist mit schweren Stahlstoren ausgestattet, um Strahlenschutz und Zugang kontrollieren zu können. Die Handhabung der Behälter wird durch Hallenkrane realisiert. Hierbei ist für einschiffig ausgeführte Lagergebäude, das heißt für die zentralen Zwischenlager und die Standortzwischenlager nach dem Steag-Konzept, jeweils nur ein Hallenkran erforderlich,

mit dem sämtliche Lagerbereiche erreichbar sind (siehe Abbildung 14). Aufgrund der zweischiffigen Ausführung der WTI-Zwischenlager sind hier für die Behälterhandhabung zwei Hallenkrane auf parallelen Bahnen angeordnet, sodass der Wartungsbereich nur von einem der beiden Krane erreicht wird (siehe Abbildung 15). Daher ist zusätzlich ein Transportfahrzeug erforderlich, das die Nutzbarkeit der Wartungsstation für Behälter aus beiden Schiffen sowie einen Transfer von dem einen in das andere Lagerschiff sicherstellt.



Abbildung 13: Fotos der zentralen Zwischenlager – Ahaus (links) und Gorleben (rechts)

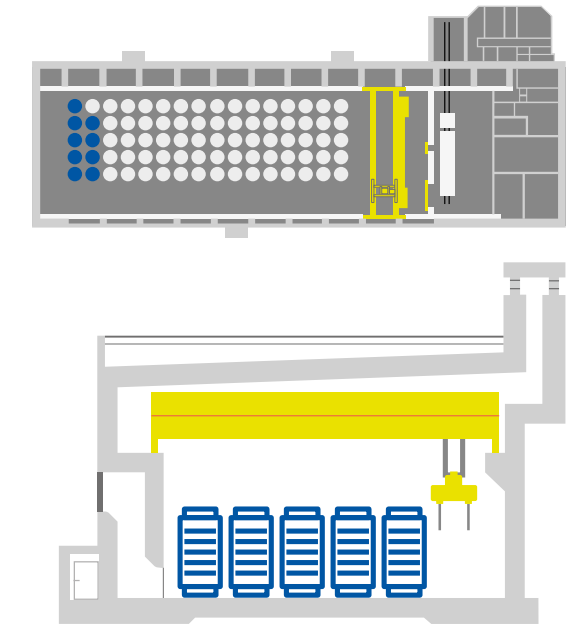


Abbildung 14: Vereinfachte Darstellung des Steag-Konzepts – links: schematische Drauf- und Quersicht, rechts: Zwischenlagergebäude in Brokdorf (Beispiel)

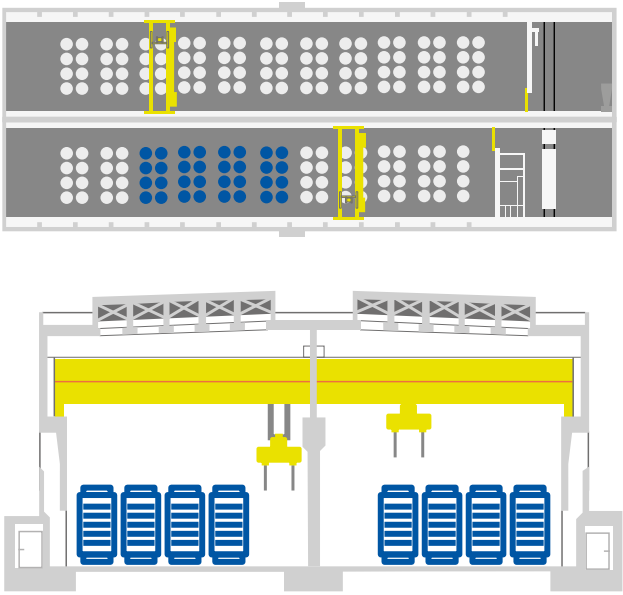


Abbildung 15: Vereinfachte Darstellung des WTI-Konzepts – links: schematische Drauf- und Quersicht, rechts: Zwischenlagergebäude in Philippsburg (Beispiel)

Durch die Dimensionierung der Zu- und Abluftöffnungen in den Zwischenlagergebäuden sowie die Aufstellung der Behälter ist sichergestellt, dass die von den Behältern abgegebene Wärmemenge in ausreichendem Maße an die Umgebung abgeführt wird. So bleiben auch bei maximaler Belegung die Temperaturen aller tragenden Strukturen unterhalb kritischer Werte. Es ist ausgeschlossen, dass die resultierenden maximalen Bauwerkstemperaturen zu einer beschleunigten Alterung beziehungsweise Schwächung des Tragwerks führen. Durch die Abschirmwirkung der Behälter wird außerdem die vom Inventar ausgehende ionisierende Strahlung so weit abgeschwächt, dass die in den Gebäudestrukturen applizierten Energiedosen hinsichtlich ihrer schädigenden Wirkung vernachlässigt werden können. Für Zwischenlagergebäude sind also keine vom konventionellen Hochbau abweichenden Alterungsmechanismen zu berücksichtigen. Somit sind auch keine spezifischen Forschungsaktivitäten vonseiten der BGZ erforderlich. Aus der Dimensionierung der Gebäude

resultieren für Störfallbelastungen relativ geringe Beanspruchungen beim normalen Lagerbetrieb. Dadurch spielen auch Alterungseffekte durch Betriebslasten allenfalls eine untergeordnete Rolle.

Ungeachtet dessen wird der Bauzustand im Rahmen des standortübergreifenden Alterungsmanagements regelmäßig überprüft. Entsprechend den Befunden werden gegebenenfalls weiterführende Maßnahmen abgeleitet, die den Nachweis und langfristigen Erhalt der Standortsicherheit und Gebrauchstauglichkeit sicherstellen. Im Bedarfsfall können das auch weiterführende Monitoring-, Instandsetzungs- oder Sanierungsmaßnahmen sein.

Weiterhin werden die internationalen Erfahrungen bei der Zustandserfassung und dem Monitoring für die Bewertung der technischen Nutzungsdauer der Gebäude durch Verfolgung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik mit dem hier dargestellten Stand abgeglichen.

11. Forschungsaktivitäten

11.1 Behälter
11.1.1 MSTOR - Langzeitverhalten von Metaldichtungen

Gegenstand:	MSTOR - Metal Seals During Long-Term Storage » Erweiterung der vorhandenen experimentellen Basis zum temperaturabhängigen Alterungsverhalten von Metaldichtungen » Ableitung eines Prognosemodells für Dichtungskennwerte
Projektpartner:	» GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (Behälterhersteller, Deutschland) » Technetics Group (Dichtungshersteller, Frankreich) » EWN Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH (Lagerbetreiber)
Laufzeit:	2021 bis 2031, gegebenenfalls länger

Der sichere Einschluss der radioaktiven Stoffe während der Lagerung wird durch das Doppel-Deckel-Dichtsystem mit verpressten Metaldichtungen gewährleistet. In der Dichtbarriere kommen ausschließlich Metaldichtungen vom Typ Helicoflex® des französischen Herstellers Technetics zum Einsatz. Dichtungen vom Typ Helicoflex® bestehen aus einem Spiralfederkern und einem Edelstahlmantel, der von einem äußeren Liner aus Aluminium oder Silber überzogen ist. Die Funktionsweise der Dichtungen beruht einerseits auf der Elastizität der Spiralfeder (siehe Abbildung 16), die im verpressten Zustand eine Rückstellkraft generiert, die erforderlich ist, um den Kontakt zwischen dem Außenliner und den Dichtflächen

aufrechtzuerhalten. Zum anderen sorgt die Plastizität des Außenliners dafür, dass sich die Oberfläche der Dichtung optimal an die Struktur der Dichtfläche anpasst. Unter dem Anpressdruck fließt das Linermaterial in die Unebenheiten der Kontaktfläche, was die eigentliche Voraussetzung für die Erzielung der hohen Dichtheit mit Standard-He-Leckageraten unter 10^{-8} Pa m³/s ist. Die einzuhaltende Standard-He-Leckagerate von 10^{-8} Pa m³/s ist daher auch als systemspezifisches Qualitätskriterium für die langfristige Funktionssicherheit zu verstehen und nicht als eine radiologisch begründete Dichtheitsanforderung, da diese auch mit höheren Leakageraten eingehalten würde.

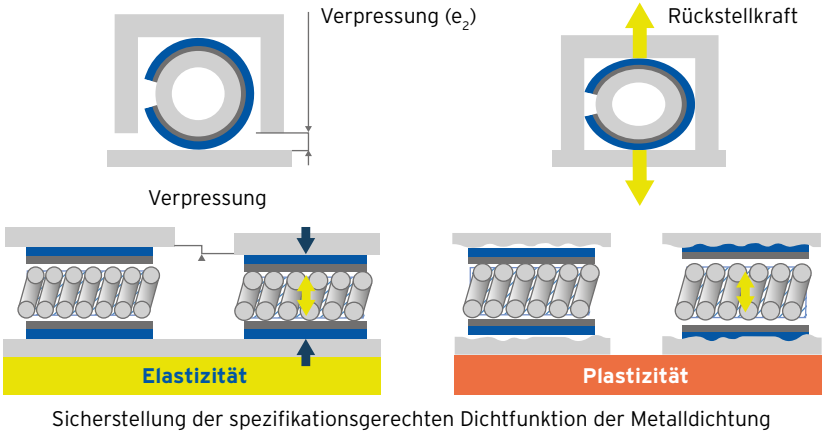


Abbildung 16: Funktionsweise von Metaldichtungen des Typs Helicoflex®

Beim erstmaligen Verpressen der Metaldichtung ergibt sich der in Abbildung 17 dargestellte Kraft-Verformungs-Verlauf. Bei der Verformung e_0 wird die erforderliche Dichtheit erstmals erreicht, aber erst bei der Verformung e_2 befindet sich die Dichtung in ihrem Arbeitspunkt. Das Erreichen des Arbeitspunktes ist konstruktiv durch die Tiefe der Nut sichergestellt, in die die Dichtung im Deckel eingelegt ist, da die Differenz zwischen der Nuttiefe und dem Torusdurchmesser der Dichtung genau der optimalen Verpressung e_2 entspricht.

Kommt es infolge äußerer Lasten zu einer Entlastung der Dichtung, das heißt zu einem Spalt zwischen dem Deckel und der Gegenfläche, bleibt die geforderte Dichtheit bis zum Erreichen von e_1 aufrechterhalten. Der zulässige Spalt zwischen der Dichtfläche und dem Deckel entspricht dabei der nutzbaren elastischen Rückfederung r_u (siehe Abbildung 17). Insbesondere dieser Parameter und die dazugehörige Kraft Y_1 sind wesentlich dafür, das Verhalten der Metaldichtung unter Betriebs- und Störfallbedingungen zu bewerten.

Im Einbauzustand kommt es infolge der mechanischen Beanspruchung und der herrschenden Temperaturen zu Kriechvorgängen in der Metaldichtung, die sich in Form von Relaxation bemerkbar machen. Wie in Abbildung 17 dargestellt, sinkt infolge der Relaxation die Rückstellkraft im Arbeitspunkt auf Y_{2r} bei unveränderter Verformung. Zwar sinkt bei Entlastung die minimal erforderliche Kraft zur Aufrechterhaltung der spezifizierten Dichtheit Y_{1r} , aber auch die Verformung e_{1r} nimmt entsprechend ab, sodass die verbleibende nutzbare Rückfederung r_{ur} einer gealterten Dichtung gegenüber dem Montagezustand nennenswert abnimmt.

Um das Langzeitverhalten der eingesetzten Metaldichtungen zuverlässig bewerten zu können, ist daher die Kenntnis der Kennwerte Y_{1r} und r_{ur} einer gealterten Dichtung von großer Bedeutung. Insbesondere die verbleibende nutzbare Rückfederung r_{ur} ist ein Maß zur Beurteilung der Robustheit der Dichtbarriere, also der Frage, inwieweit die Dichtung in der Lage ist, auch bei äußeren mechanischen Einwirkungen die erforderliche Dichtheit aufrechtzuerhalten.

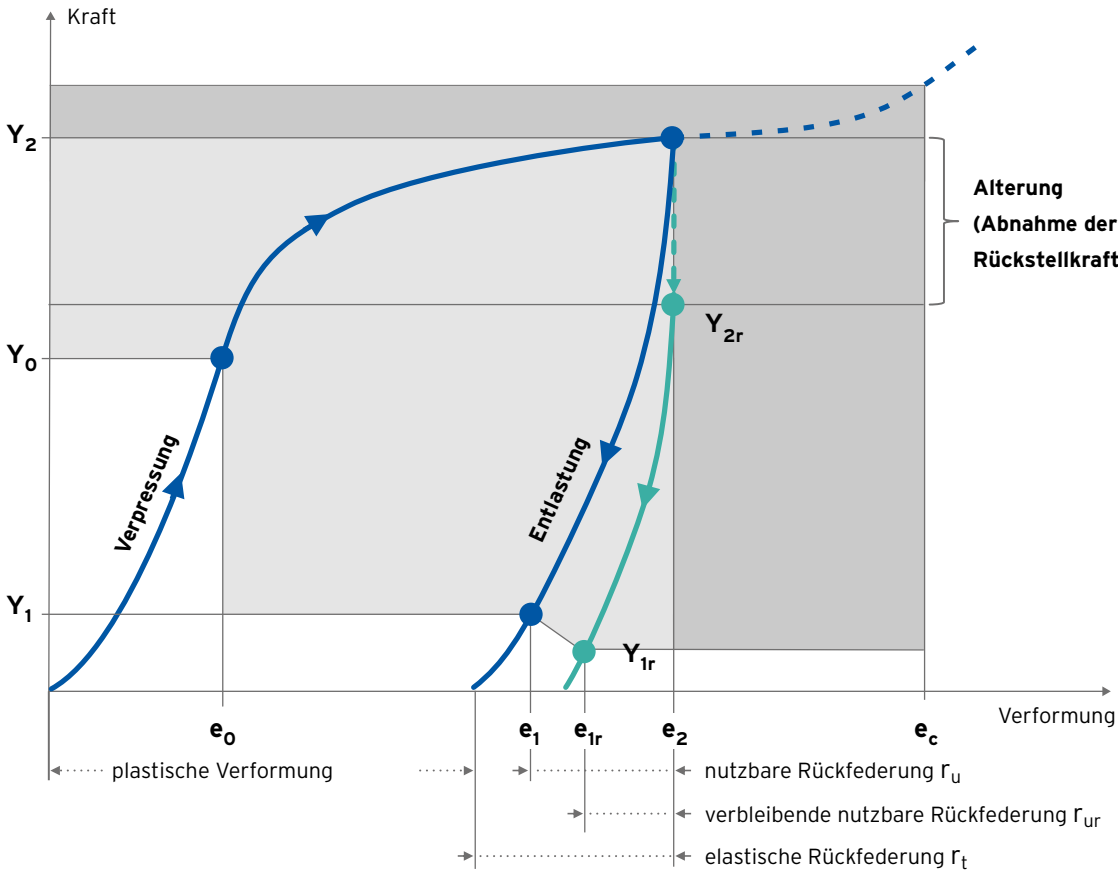


Abbildung 17: Kennwertveränderung von Metaldichtungen durch Alterung

Die bisher durchgeführten Langzeituntersuchungen und die Betriebserfahrungen aus mehr als 25 Jahren belegen, dass die hohen Dichtheitsanforderungen auch langfristig von den verwendeten Metaldichtungen eingehalten werden. Es ist zu erwarten, dass dies auch für eine über 40 Jahre hinausgehende Zwischenlagerung gilt. Zur Absicherung und quantitativen Prognose des Dichtungsverhaltens über längere Zeiträume sind jedoch weitergehende Untersuchungen mit Bestimmung der Veränderung der Dichtungskennwerte unter dem Einfluss von Temperatur und Zeit erforderlich.

Zwischen 2013 und 2016 wurde mit RuDrift ein Untersuchungsprogramm zum Alterungsverhalten von Metaldichtungen unter der Regie der GNS durchgeführt. Die Versuche wurden im Gemeinschaftslabor von Technetics und CEA am Standort Pierrelatte (Frankreich) vorgenommen. Die für die Prüfungen entwickelten Testflansche aus rostfreiem Edelstahl (SST) repräsentieren dabei die Standard-Dichtflächen-Deckelkombination (vernickelter Behälterkörper/martensitisches Deckelmaterial). In die Testflansche wurden aluminium- und silberummantelte Metaldichtungen eingesetzt, wie sie im Primär- und Sekundärdeckel, den sogenannten Großdeckeln, zum Einsatz kommen. Die in Testflanschen verpressten Metaldichtungen wurden bei Temperaturen von 100 °C, 130 °C und 150 °C für zwei Jahre gelagert, um insbesondere für die maximalen Auslegungstemperaturen das zeitliche Dichtungsverhalten prognostizieren zu können. Parallel erfolgte als Referenz die Lagerung von Flanschen bei Raumtemperatur. Zu verschiedenen Zeitpunkten wurden die Testflansche aus den Öfen entnommen und die Entlastungskurven mit Y_{ir} und r_{ur} aufgenommen. Die Ergebnisse beschreiben das quantitative Verhalten der Metaldichtungen für ein Temperaturniveau, das dem der maximalen Auslegungswärmeleistung entspricht.

Tatsächlich liegen die Dichtungstemperaturen während der Zwischenlagerung deutlich unter den Versuchstemperaturen bei RuDrift. Das heißt, die Auslegungstemperaturen werden selbst zum Beladezeitpunkt nicht erreicht und fallen aufgrund der abnehmenden Wärmeleistung weiter ab. Um auch für die bei der verlängerten Zwischenlagerung zu erwartenden Dichtungstemperaturen valide Aussagen zum Verhalten der Metaldichtungen zu erhalten, ist geplant, zusätzliche Versuche auf niedrigeren Temperaturniveaus mit entsprechend verlängerter Versuchsdauer

durchzuführen. Außerdem sollen auch Dichtungen mit kleinerem Torusdurchmesser in die Untersuchungen einbezogen werden, die in den sogenannten Kleindeckeln (Verschlussdeckel und Schutzkappe sowie Druckschalter) eingesetzt werden. Ebenso ist geplant, die Übertragbarkeit auf eine weitere zur Anwendung gekommene Dichtflächen-Deckel-Kombination zu untersuchen. Hierbei handelt es sich um die Kombination aus unbeschichtetem Gusseisen (DCI) mit nicht rostendem Edelstahl (SST), die nur für Großdeckel mit aluminiumummantelten Metaldichtungen relevant ist. Dementsprechend stellt sich das Erprobungsprogramm (EP) im Rahmen von MSTOR wie folgt dar (siehe Abbildung 18):

- **EP1/2**
Weiterführung der mit RuDrift begonnenen Warmauslagerung von aluminium- und silberummantelten Metaldichtungen in Großdeckeln bei 130 °C (plus ein Jahr) und 100 °C (mindestens plus drei Jahre) zur Verbesserung der Prognosegenauigkeit im gewählten Temperaturbereich sowie zur weiteren Referenzprüfung von bei Raumtemperatur (plus acht Jahre) gelagerten Dichtungen
- **EP3/6**
Erweiterung der Datenbasis für aluminium- und silberummantelte Metaldichtungen in Großdeckeln bei Auslagerungstemperaturen von 60 °C und 80 °C, jeweils über einen Zeitraum von mindestens acht Jahren
- **EP4**
Schaffung einer Datenbasis für aluminiumummantelte Metaldichtungen in Großdeckeln für die Flansch-Kombination DCI/SST bei repräsentativen Auslagerungstemperaturen von 130 °C (ein Jahr), 100 °C (sechs Jahre) sowie bei Raumtemperatur (sechs Jahre) zu Referenzzwecken
- **EP5/7**
Schaffung einer Datenbasis für aluminium- und silberummantelte Metaldichtungen in Kleindeckeln für die Flansch-Kombination SST/SST bei Auslagerungstemperaturen analog zu den Großdeckeldichtungen von 150 °C (ein Jahr), 130 °C (drei Jahre), 100 °C (sechs Jahre), 80 °C (sieben Jahre) und 60 °C (mindestens sieben Jahre) sowie bei Raumtemperatur (mindestens sieben Jahre) zu Referenzzwecken

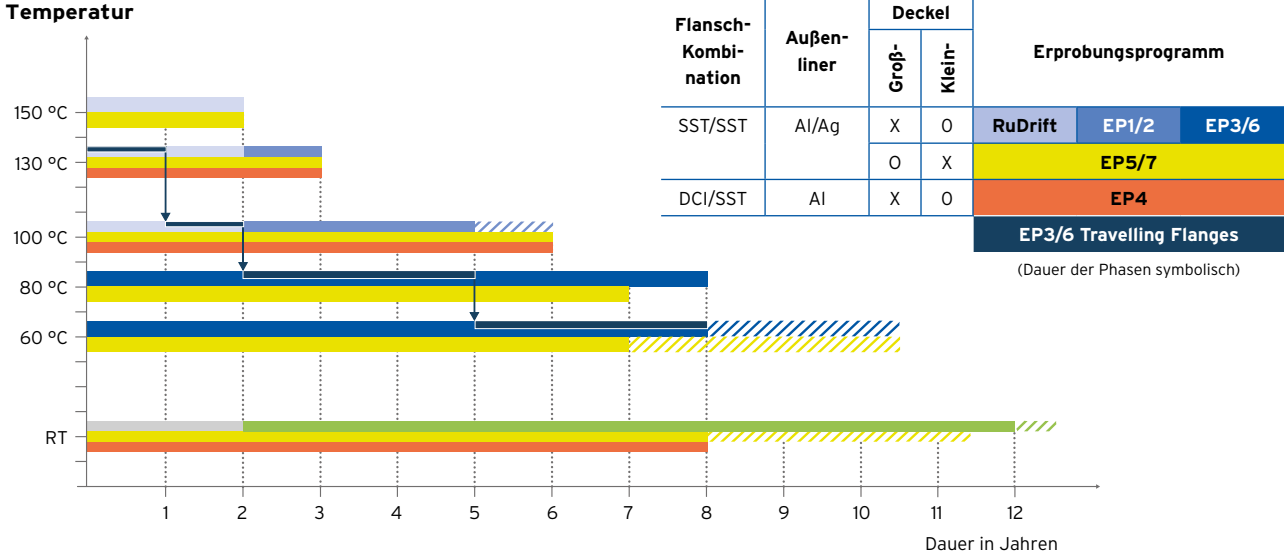


Abbildung 18: Übersicht Versuchsprogramm RuDrift/MSTOR

Auf Basis der temperatur- und zeitabhängigen Messergebnisse werden Prognosemodelle für die Vorhersage der Kennwertänderung der Metaldichtungen abgeleitet. Diese Modelle erlauben einerseits die Bewertung des Langzeitverhaltens von Metaldichtungen unter Berücksichtigung der realen Wärmeleistung und des Abklingverhaltens. Andererseits können die Ergebnisse dazu genutzt werden, Metaldichtungen durch Warmauslagerung gezielt vorzualtern, um zum Beispiel weiterführende Untersuchungen an gealterten Dichtungen durchzuführen. In den Erpro-

bungsprogrammen EP3/6 werden zur Verifikation der Berechnung zusätzliche Flansche (sogenannte Travelling Flanges) mit silber- und aluminiumummantelten Metaldichtungen bei verschiedenen Temperaturen (130 °C, 100 °C, 80 °C und 60 °C) ausgelagert und die jeweiligen Messergebnisse mit den temperatur- und zeitabhängigen Berechnungen verglichen. So soll gezeigt werden, dass das gefundene Prognosemodell in der Lage ist, realistische Betriebsbedingungen mit abnehmenden Temperaturen korrekt wiederzugeben [35, 36].

11.1.2 MShift - Leckagerate gealterter Metaldichtungen bei einer Deckelquerverschiebung

Gegenstand:	MShift - Leckagerate gealterter Metaldichtungen bei einer Deckelquerverschiebung » Durchführung von Versuchen an gealterten Metaldichtungen » Ableitung von Auslegungs-Leckageraten nach einem generischen Störfall mit dynamischer Querverschiebung
Projektpartner:	» GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (Behälterhersteller, Deutschland) » EVU (Energieversorgungsunternehmen) » BAM (Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung)
Laufzeit:	2022 bis 2026

Die Einhaltung der spezifizierten Leckagerate von 10^{-8} Pa m³/s ist nur innerhalb des Arbeitsbereichs der Dichtung sichergestellt, das heißt, wenn der bei der Montage der Dichtung eingestellte Kontakt zwischen Außenliner und Dichtfläche unverändert aufrechterhalten bleibt. Insbesondere die Einwirkung von Querkräften auf die Dichtung, hervorgerufen durch eine radiale Relativbewegung zwischen Deckel und Behälter, ist nicht vorgesehen. Unter normalen Betriebs- und Beförde-

rungsbedingungen befindet sich die Dichtung in einem statischen Zustand, die Vorspannung der Schraubverbindungen stellt sicher, dass es zu keinen Relativbewegungen, also zu Lageveränderungen im Deckelsystem kommt.

Unter hypothetischen Unfall- oder Störfallbedingungen sind Lageänderungen des Deckelsystems jedoch nicht mehr gänzlich ausgeschlossen. So ist für den in die Alterungsbetrachtungen einzubeziehenden (Ab-)Transport nach der

verlängerten Zwischenlagerung entsprechend dem Regelwerk unter anderem ein Fall in beliebiger Orientierung aus 9 m Höhe auf ein unnachgiebiges Fundament zu unterstellen. Bei den daraus resultierenden Lasten können die Großdeckel zum Beispiel bei einem horizontalen Fall aufgrund ihrer großen Trägheit verrutschen. Infolge dieser Querverschiebung kann es zu Veränderungen in der Kontaktfläche zwischen Dichtung und Flansch und/oder zur Verformung der Dichtung infolge der Querkräfte kommen.

Da die Dichtwirkung auf einer komplexen, sich im mikroskopischen Bereich abspielenden Wechselwirkung zwischen dem duktilen Außenliner der Metaldichtung und der Kontaktoberfläche des Deckels beziehungsweise Behälters beruht, kann diese nicht aus der Dichtungskennlinie abgeleitet werden, sondern muss für den jeweiligen Lastfall experimentell bestimmt werden. Hierzu muss die Veränderung der He-Leckagerate in Abhängigkeit vom Verschiebeweg des Deckels messtechnisch erfasst werden.

Bei einem Fallversuch mit einem Behälterprototyp, dessen Deckelsystem wie im Original von einem Stoßdämpfer umgeben wäre, ist es aufgrund der Fallhöhe und der Unzugänglichkeit des Deckelsystems nicht möglich, die Leckagerate zum Zeitpunkt des Aufprallereignisses zu messen. Um trotzdem valide Messergebnisse zu erhalten, wird nicht der Behälter aus 9 m fallen gelassen, sondern der Deckel wird durch äußere Kräfte verschoben. Hierzu wird ein Flanschpaar – ähnlich zu den MSTOR-Versuchen – mit der zu erprobenden Dichtung fest eingespannt. Anschließend trifft eine geführte Fallmasse aus definierter Höhe auf eine der beiden Flanschhälften und zwingt diese zu einer Querverschiebung, während die andere Hälfte, an der das Equipment zur Leckageratenmessung angeschlossen ist,

unbeweglich verharret. So kann über die gesamte Dauer des dynamischen Querverschiebens die Leckagerate in Abhängigkeit vom Verschiebeweg ermittelt werden. Darüber hinaus erlaubt dieser generische Versuchsaufbau eine gezielte Einstellung des Querverschiebewegs, unabhängig von den spezifischen Randbedingungen bei der Erprobung einer einzelnen Bauart.

Entsprechend der Zielsetzung von MShift, die Leckagerate gealterter Metaldichtungen bei dynamischer Querverschiebung zu ermitteln, werden künstlich vorgealterte Dichtungen bei den Versuchen verwendet. Die Alterung erfolgt, in Analogie zu MSTOR, durch Warmauslagerung der bereits im Flanschpaar verpressten Dichtungen, wobei die Auslagerungsdauer und -temperatur an die zu berücksichtigenden Lagerzeiträume angepasst werden. Innerhalb des Vorhabens MShift werden sowohl silber- als auch aluminiumummantelte Metaldichtungen erprobt, die jeweils die Querschnittsabmessungen der originalen Metaldichtungen, wie sie in den Großdeckeln von CASTOR®-Behältern zum Einsatz kommen, aufweisen. Neben Versuchen bei Raumtemperatur finden ergänzend auch Erprobungen bei -40 °C statt, um zusätzlich den Temperatureinfluss abzudecken. Im Anschluss an die Querverschiebung wird die Messung der Leckagerate bis zu zwei Wochen fortgesetzt, um eine Aussage über die langfristige Entwicklung des Dichtungsverhaltens nach einem Störfall zu erlangen. Aufgrund der Vorspannung der Verschraubung, die dafür sorgt, dass die Flanschhälften weiterhin auf Block verpresst sind, und der verbleibenden elastischen Rückfederung der Metaldichtung ist zu erwarten, dass die Leckagerate nach dem Erreichen eines Maximums während der dynamischen Verschiebung wieder abnimmt, bis ein stationärer Wert erreicht ist.

11.1.3 MLift – Leckagerate nach dem Wiederverpressen gealterter Metaldichtungen

Gegenstand:	MLift – Leckagerate nach dem Wiederverpressen gealterter Metaldichtungen » Durchführung von Versuchen an gealterten Metaldichtungen » Ableitung von Auslegungs-Leckageraten nach einem generischen Störfall mit Abheben des Deckels
Projektpartner:	» GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (Behälterhersteller, Deutschland) » Technetics Group (Dichtungshersteller, Frankreich)
Laufzeit:	2023 bis 2031

Auch im Vorhaben MLift wird das Verhalten von gealterten Metaldichtungen unter Unfall- beziehungsweise Störfallbedingungen untersucht. Während im Vorhaben MShift der Lastfall einer Deckelquerverschiebung betrachtet

wird, steht im hier beschriebenen Vorhaben MLift der Lastfall eines kurzzeitigen axialen Abhebens des Deckels im Mittelpunkt.

Ein Klaffen im Dichtungsbereich ist ebenso wie eine Deckelquerverschiebung unter normalen Betriebsbedingungen ausgeschlossen und stellt ein generisches Szenario für Unfall- beziehungsweise Störfallbedingungen dar. Generisch deshalb, weil die mechanische Auslegung der Behälter grundsätzlich so erfolgte, dass auch unter maximalen Unfall- respektive Störfalllasten ein Abheben des Deckels auf Werte begrenzt ist, die unterhalb der nutzbaren elastischen Rückfederung einer gealterten Metaldichtung bleiben. Um auch verlängerte Zeiträume abzudecken, wird hier als Grenzfall ein Szenario betrachtet, bei dem die gealterte Metaldichtung während der Lasteinwirkung vollumfänglich den Kontakt zur Dichtfläche verliert. Die Schraubenauslegung stellt sicher, dass der unter Last entstandene Spalt aufgrund der verbleibenden Schraubenklemmkraft wieder vollständig geschlossen wird und die Dichtung erneut verpresst wird. Die erneute Verpressung der Dichtung ist dadurch gewährleistet, dass die Schrauben des Deckelsystems gemäß den Auslegungsanforderungen (BAM- GR 012 Leitlinie zur Berechnung der Deckelsysteme und Lastanschlagsysteme von Transportbehältern für radioaktive Stoffe, Ausgabe 2020-12) auch unter Unfallbedingungen im Wesentlichen nur elastisch beansprucht werden dürfen, sodass nach der Stoßphase eine ausreichende Restklemmkraft verbleibt, um den Deckel wieder auf Block zu ziehen.

Da das Ziel des Forschungsvorhabens die Ermittlung einer abdeckenden Leckagerate für den beschriebenen Lastfall ist, wird im Rahmen der Versuche der Kontakt zwischen Dichtung und Deckel künstlich aufgehoben, indem der Flansch mit der gealterten Dichtung vollständig geöffnet wird. Eine der beiden Flanschhälften wird dazu nach dem Lösen der Verschraubung abgehoben und nach einer

Relativverdrehung (um einen Schraubenteilkreis) wieder aufgesetzt und erneut verschraubt. Die Verdrehung erfolgt, um sicherzustellen, dass bei der Wiederverpressung ein gänzlich neuer Kontakt zwischen Dichtung und Dichtfläche hergestellt werden muss.

Da von dem Lastfall potenziell nur Großdeckel betroffen sind – die auf Kleindeckel wirkenden Störfall-/Unfalllasten sind um Größenordnungen geringer –, werden entsprechend nur Metaldichtungen für den Primär- und Sekundärdeckel erprobt. Das heißt, es werden je zehn silber- und aluminiumummantelte Dichtungen mit entsprechenden Querschnitten in Flanschen verpresst und durch Warmauslagerung entsprechend den im MSTOR-Projekt gewonnenen Erkenntnissen künstlich gealtert. Im Anschluss an die Alterung erfolgt die oben beschriebene Öffnung und Wiedermontage der Flansche. Nach der Wiederverpressung wird die Leckagerate über mindestens eine Woche gemessen. Auf diese Weise erhält man neben der maximalen Leckagerate unmittelbar nach Wiederverpressung auch eine Aussage zur Entwicklung der Leckage im Anschluss an einen hypothetischen Störfall.

Es ist vorgesehen, neben den speziell für dieses Vorhaben zu beschaffenden Dichtungen/Flanschen auch die im Vorhaben MSTOR zum Einsatz gekommenen Versuchsfansche nach Abschluss der jeweiligen Testreihen in das MLift-Programm einzubeziehen. Hierdurch erhöht sich einerseits die statistische Güte des Messprogramms, und andererseits können die Auswirkungen unterschiedlicher Alterungszustände beziehungsweise unterschiedlicher Alterungstemperaturen auf das Dichtungsverhalten beim Wiederverpressen bewertet werden.

11.1.4 MSim – Numerische Simulation des Langzeitverhaltens von Metaldichtungen während der Langzeit-Zwischenlagerung

Gegenstand:	MSim – Numerische Simulation des Langzeitverhaltens von Metaldichtungen » Mikrostrukturelle Materialuntersuchungen » Erstellung von Materialmodellen
Projektpartner:	» Technetics Group (Dichtungshersteller, Frankreich) » MINES Paris – PSL
Laufzeit:	2025 bis 2028

Entscheidend für die Anwendung der Ergebnisse aus den experimentellen Programmen zu den Metaldichtungen (MSTOR, MLift, MShift) in den Sicherheitsnachweisen ist die Etablierung zuverlässiger Prognosemodelle, die jeweils den Zusammenhang zwischen Temperatur und Zeit hinsichtlich der Alterung von Metaldichtungen für einen spezifischen Anwendungsfall herstellen. Da die

Prognosemodelle weitestgehend phänomenologisch aus den Versuchsergebnissen abgeleitet werden, liefern diese keine direkte physikalische Erklärung für das beobachtete Verhalten. Zur Absicherung der in MSTOR entwickelten Prognosemodelle werden zusätzliche Untersuchungen und numerische Simulationen des Langzeitverhaltens der Metaldichtungen durchgeführt.

Bei der numerischen Simulation des Langzeitverhaltens von Helicoflex®-Metалldichtungen handelt es sich um einen ganzheitlichen Ansatz, bei dem das Zusammenspiel zwischen den einzelnen Dichtungskomponenten (Außenliner, Zwischenliner und Spiralfeder) explizit berücksichtigt wird. Der Vorteil eines numerischen Modells ist, dass es die zu erwartenden Alterungsprozesse auf Basis physikalischer Zusammenhänge abbildet und die Rückkopplung der zeitlich veränderlichen Spannungs-, Dehnungs- und Temperaturverteilung auf die Alterungsgeschwindigkeit direkt einbezogen wird. Hierzu werden spezielle Materialmodelle benötigt, deren Erstellung zusätzliche Kriechversuche an Materialproben der Dichtungskomponenten erfordert und die entsprechend Bestandteile des Projekts sind.

Die im MSTOR-Projekt ermittelten Dichtungskennwerte bilden die Datenbasis, die zur Überprüfung der numerischen Simulationen herangezogen werden soll. Zudem können die numerischen Simulationen dazu genutzt werden, die sich während des Langzeiteinsatzes einstellenden makroskopischen und im MSTOR-Projekt experimentell erfassten Eigenschaftsänderungen (Rückstellkraft, nutzbare elastische Rückfederung) unter Einbeziehung des räumlichen Spannungs-/Dehnungszustands der Dichtungskomponenten zu erklären.

Die Erstellung der Materialmodelle erfolgt in enger Zusammenarbeit mit dem Dichtungshersteller Technetics, akademischer Partner ist das materialwissenschaftliche Institut der Pariser Ingenieurhochschule MINES Paris - PSL.

11.1.5 OBSERVE - Dosisleistungs- und Temperaturmessprogramm

Gegenstand:	OBSERVE - Dosisleistungs- und Temperaturmessprogramm an beladenen Behältern » Vergleich rechnerischer Erwartungswerte mit Messwerten an ausgewählten Behältern zu verschiedenen Zeitpunkten während der Lagerung » Überprüfung der Abschirm-/Wärmeabfuhreigenschaften der Behälter (Schutzziele)
Projektpartner:	» WTI Wissenschaftlich-Technische Ingenieurberatung GmbH
Laufzeit:	Phase I (Machbarkeitsstudie): abgeschlossen Phase II (Entwicklung, Fertigung und Inbetriebnahme der Messvorrichtung): bis 2028

Entsprechend der Anordnung und den Eigenschaften des radioaktiven Inventars und der Behälterkomponenten ergeben sich Dosisleistungs- und Temperaturverteilungen auf der Oberfläche der Behälter (siehe Abbildung 19 und Abbildung 20). Routinemäßig wird vor der Einlagerung der Behälter durch Messungen bestätigt, dass die für die Aufbewahrung im jeweiligen Lager geltenden Dosisleistungs- und Temperaturgrenzwerte eingehalten werden.

Diese Messungen erfolgen an repräsentativen, je Bauart spezifisch festgelegten Messpunkten, um zuverlässige Angaben über den Mittelwert zu erhalten beziehungsweise Maximalwerte aufzufinden.

Durch den radioaktiven Zerfall des Inventars nimmt während der Lagerung die Aktivität und damit die Wärmeleistung ab. Ebenso kommt es zu temperaturabhängigen und strahleninduzierten Eigenschaftsänderungen der verwendeten Materialien (zum Beispiel Wärmeausdehnung, Dichteänderungen und Radiolyse des Moderatormaterials), die eine Rückwirkung auf die Abschirmung und Wärmeabfuhr haben.

Das geplante Dosisleistungs- und Temperaturmessprogramm OBSERVE zielt darauf ab, die gesamte

Mantelfläche von ausgewählten Behältern zu verschiedenen Zeitpunkten über einen längeren Zeitraum messtechnisch zu erfassen und darüber eine direkte und integrale Aussage zum Alterungsverhalten der Behälter beziehungsweise des Inventars abzuleiten. Dazu sollen die gemessenen Dosisleistungs- und Temperaturverläufe mit den rechnerisch ermittelten Prognosewerten verglichen werden. Über diese Vergleiche und die jeweilige Verteilung können Rückschlüsse auf die tatsächlichen Abschirm- und Wärmeabfuhreigenschaften gezogen werden. Wenn sich die Messwerte innerhalb der zu erwartenden Bandbreite befinden, ist dies eine Bestätigung, dass es zu keinen unerwarteten Veränderungen gekommen und das Alterungsverhalten korrekt beurteilt worden ist. Somit können die Messprogramme einen aktiven Beitrag zum Alterungsmanagement leisten.

Im ersten Projektabschnitt wurde eine Machbarkeitsstudie durchgeführt, um zu überprüfen, inwieweit Dosisleistungs-/Temperaturmessungen geeignet sind, Rückschlüsse auf den Zustand von Behälterkomponenten und des Inventars zu ziehen [37]. Die Betrachtungen haben gezeigt, dass sich sowohl Änderungen an der Brennstoffanordnung als auch Lücken in der Neutronenabschirmung ab einem gewissen Umfang mittels engmaschiger Dosisleistungs-

messungen an der Manteloberfläche detektieren lassen. Damit lässt sich schon jetzt sagen, dass das OBSERVE-Messprogramm prinzipiell geeignet ist, die bestehenden Maßnahmen im Alterungsmanagement zu ergänzen und

den Zustand der Behälter mittels Messungen zu bewerten. In Phase II werden die Anforderungen an die Durchführung der Messungen (Equipment, Messraster, Messdauer) abgeleitet und ein entsprechendes Messprogramm erarbeitet.

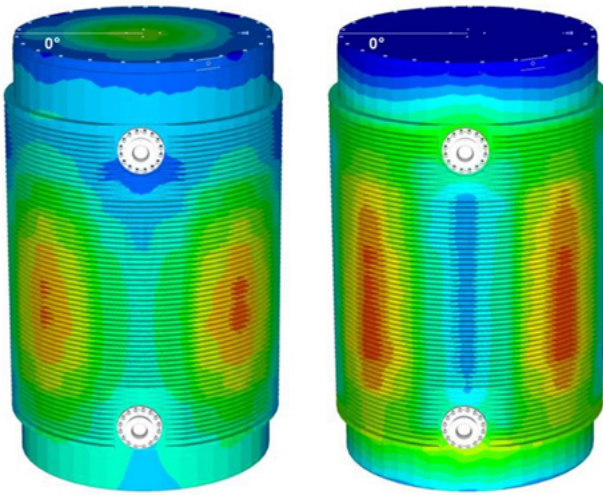


Abbildung 19: Verteilung der Dosisleistung (DL) auf der Oberfläche eines CASTOR®-Behälters (links: Neutronen-DL, rechts: Gamma-DL)

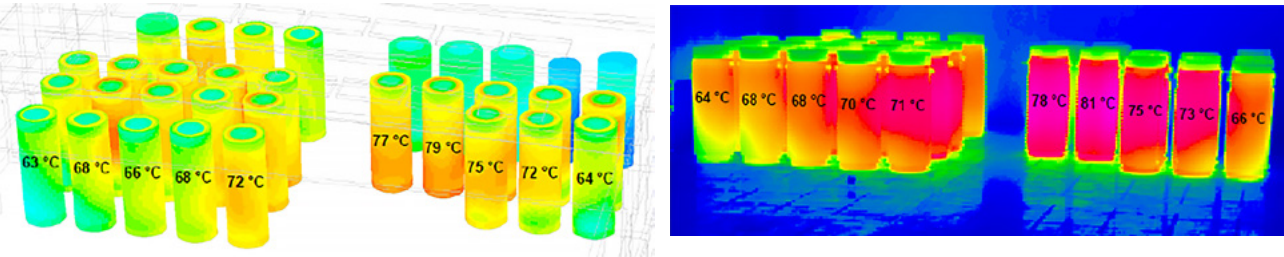


Abbildung 20: Vergleich berechneter und gemessener Behälter-Maximaltemperaturen in einem Zwischenlager (links: CFD-Berechnung, rechts: Thermografie)

11.1.6 DPOPT - Optimierung des Druckschalters

Gegenstand:	DPOPT » Optimierung des Druckschalters » Qualifizierung einer fertigungstechnisch optimierten Komponente
Projektpartner:	» GNS (Behälterhersteller, Deutschland) » HBM (Druckschalterhersteller, Deutschland)
Laufzeit:	2021 bis 2029 inklusive BAM-Qualifizierung

Die Überwachung der Dichtfunktion des Doppel-Deckel-Dichtsystems erfolgt mittels Druckschalter, der in der äußeren Dichtbarriere des Doppel-Deckel-Dichtsystems montiert und mit dem darunterliegenden Sperrraum-

volumen verbunden ist. Der Druckschalter wiederum ist an das Behälterüberwachungssystem angeschlossen. Sollte der Druck im Sperrraum während der Lagerung durch einen Defekt in einer der beiden Barrieren unter

das Druckniveau im Referenzraum des Druckschalters fallen, wird der Kontakt des Hauptschalters geöffnet, und das Behälterüberwachungssystem meldet „Sperrraumdruck tief“.

Fehler lässt sich nicht gänzlich ausschließen. Deswegen verfügt der Druckschalter über eine Selbstüberwachung, die durch einen zusätzlichen Schalter für den Referenzraum realisiert wird. Sollte der Referenzraumdruck durch einen Druckschalterdefekt unter den spezifizierten Schalldruck absinken, wird der entsprechende Kontakt geöffnet, und das Behälterüberwachungssystem meldet „Referenzraumdruck tief“.

Beim Druckschalter handelt es sich um ein komplexes Bauteil, siehe Abbildung 21 und Abbildung 22, das nach hohen Qualitätsstandards gefertigt wird. Das Auftreten zufälliger

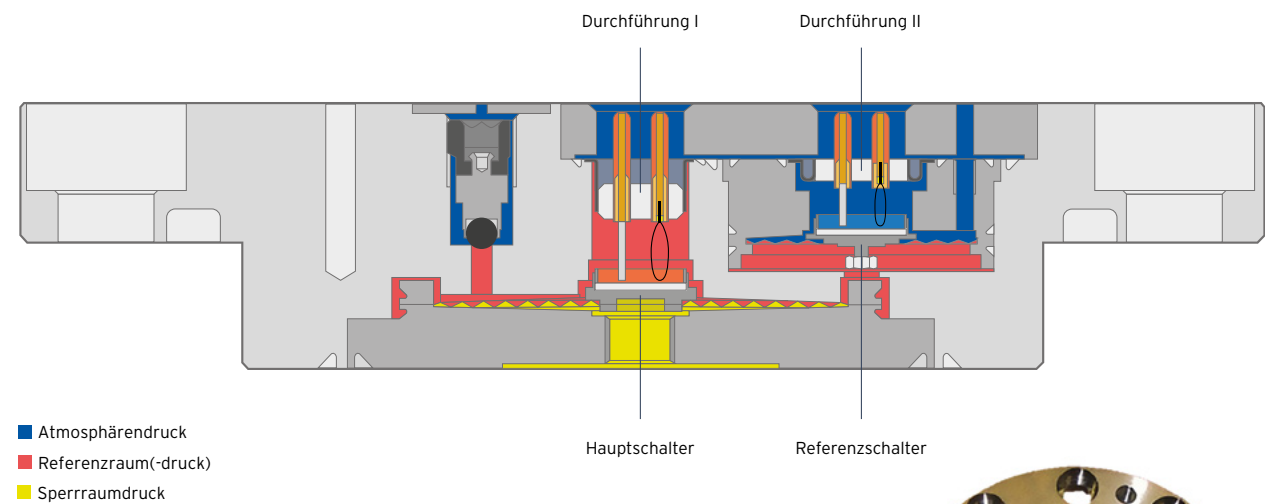


Abbildung 21: Prinzipieller Aufbau des Druckschalters

Abbildung 22: Druckschalter - Draufsicht ohne Abdeckplatte



Quelle: GNS

Bei weltweit über 1.500 verbauten Druckschaltern mit Einzelbetriebsdauern von teilweise mehr als 30 Jahren, die sich zu einer Gesamtbetriebszeit von über 20.000 Jahren aufsummieren, kam es bisher nur zu einer sehr begrenzten Anzahl von Defekten - sogenannten Druckschalterereignissen. Die Ausfallwahrscheinlichkeit eines Druckschalters liegt dabei im Bereich von unter 10^{-6} pro Jahr.

Abbildung 23 zeigt, dass die aufgetretenen Druckschalterereignisse nicht mit den angefallenen Betriebsstunden korrelieren. Es handelt sich also um das zufällige Auftreten von Defekten, aus deren zeitlicher Verteilung sich nicht ableiten lässt, dass mit der verlängerten Zwischenlagerung ein systematischer Anstieg von Ausfällen verbunden ist. Die Abnahme der Fehlerhäufigkeit ist auch damit verbunden, dass die beim Betrieb beziehungsweise bei der Fehlerauswertung gewonnenen Erfahrungen in die Handhabung der Druckschalter eingegangen sind.

Eine dezidierte Auswertung der Druckschalterereignisse hat gezeigt, dass der weitaus größte Teil der Ereignisse auf Leckagen an den Durchführungen der Kontaktstifte zurückzuführen ist, die zu einem Druckabfall im Referenzraum, jedoch nicht zu einem Ausfall der dichten Umschließung der Sekundärdeckelbarriere führten. Im Hinblick auf eine verlängerte Zwischenlagerung strebt die BGZ zusammen mit der GNS aber eine Optimierung des Druckschalters an. Voruntersuchungen der GNS ergaben, dass eine aussichtsreiche Problembeseitigung durch die Verwendung von Glasdurchführungen anstelle der bisher verwendeten Keramikdurchführungen zu erwarten ist, da bei Glasdurchführungen kein zusätzliches Lötmaterial eingebracht werden muss.

Das Forschungsprogramm DPOPT sieht vor, das neue Design der Kontaktdurchführung mehreren Tests zu unterziehen, die abdeckend für die Betriebsbedingungen sind.

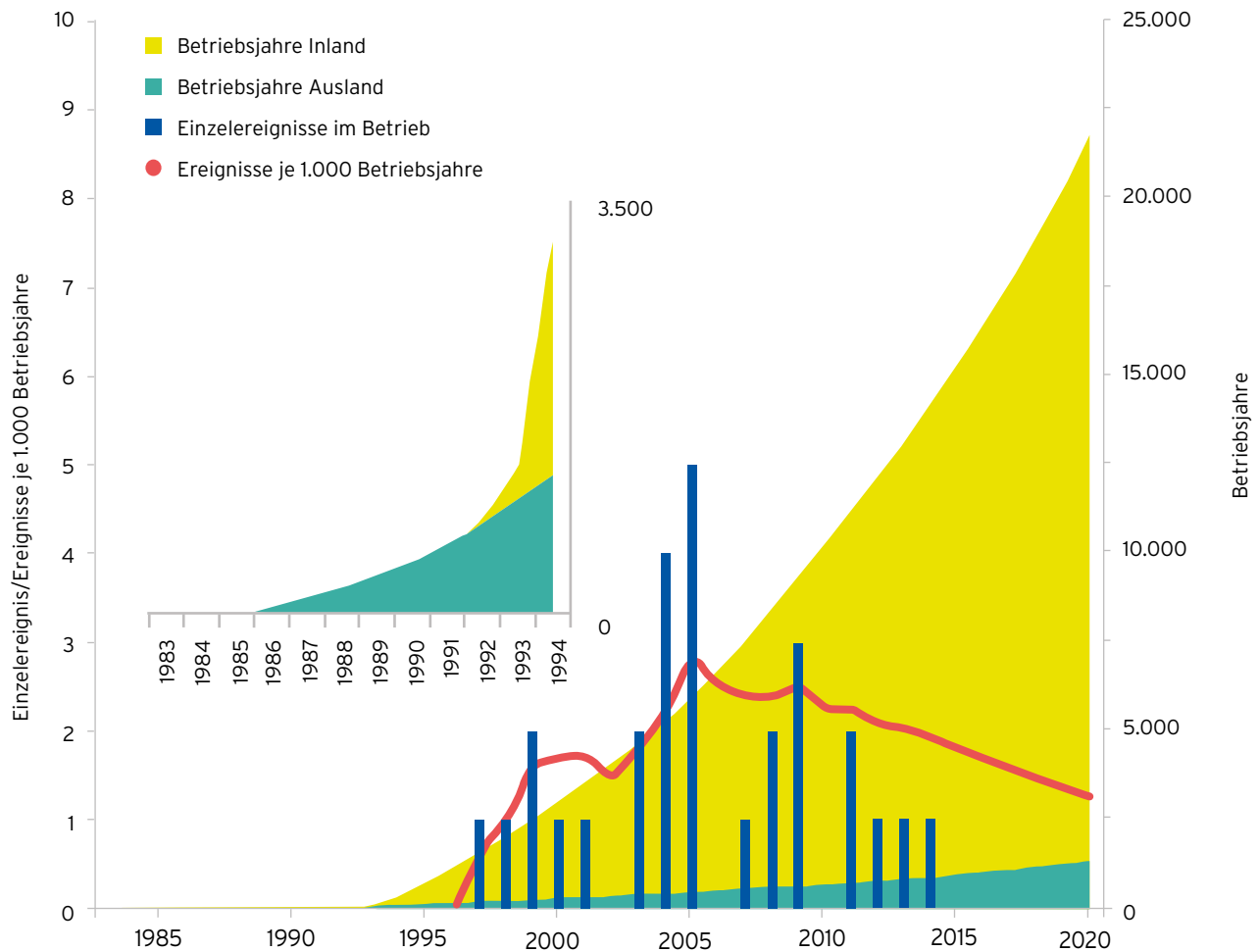


Abbildung 23: Gegenüberstellung von Betriebsjahren und Druckschalterereignissen

So werden die Kontaktstifte unterschiedlichen mechanischen Belastungen unterzogen, die als ursächlich für die bisherigen Defekte erachtet werden. Hierzu zählen reine Gewichtsbelastungen und die Simulation von Steckvorgängen. Zusätzlich wird der neue Schalter thermischen Lasten ausgesetzt, um aufzuzeigen, dass die Glasdurchführungen für den gesamten vorgesehenen Temperaturbereich geeignet sind. Im Anschluss an die

jeweiligen Belastungstests werden Helium-Dichtheitsprüfungen durchgeführt, bei denen die spezifizierte maximale Leckagerate nicht überschritten werden darf. Nach erfolgreichem Abschluss der internen Qualifikation ist eine Qualifikation der Glasdurchführung bei der BAM vorgesehen, um das optimierte Design in die zukünftige Fertigung von Druckschaltern übernehmen zu können.

11.2 Inventare
11.2.1 SCIP - Studsvik Cladding Integrity Project

Gegenstand:	SCIP - Studsvik Cladding Integrity Project » Erweiterung der vorhandenen experimentellen Basis zum Hüllrohrverhalten unter Bedingungen der verlängerten Zwischenlagerung » Ableitung von Modellen zur Vorhersage des Hüllrohrverhaltens
Organisation:	» Internationales Projekt der OECD-NEA » Teilnehmende aus Europa, Japan, USA, China und Korea
Laufzeit:	Fortlaufendes Projekt mit fünfjährigen Phasen, die BGZ ist seit Phase IV (Juli 2019 bis Juni 2024) Teilnehmer Aktuelle Phase V: Juli 2024 bis Juni 2029

Das OECD/NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP) beschäftigt sich mit dem Verhalten von Hüllrohrwerkstoffen (englisch: cladding) und der Integrität bestrahlter Brennstäbe. Die SCIP-Projekte werden von der OECD-NEA organisiert und in den Heizellen der Firma Studsvik Nuclear AB in Schweden durchgefhrt. In der vierten Phase des Projekts (SCIP-IV, 2019-2024) wurden erstmals systematische Untersuchungen zum Verhalten von Hllrohrwerkstoffen unter den Bedingungen der trockenen Zwischenlagerung durchgefhrt. Die Ergebnisse aus SCIP-IV werden bei der BGZ zur Entwicklung neuer Modelle herangezogen, die das Verstndnis des Hllrohrverhaltens in der Zwischenlagerung verbessern. Weiterhin flossen die Ergebnisse aus SCIP-IV in die Entwicklung des Experimentalprogramms fr die aktuelle Projektphase SCIP-V (2024-2029) ein. SCIP-V umfasst als internationales Forschungsprojekt 44 Organisationen aus 15 Lndern. Das Versuchsprogramm sieht zur Fortfhrung

der Untersuchungen aus SCIP-IV weiterfhrende Grundlagen- und Sicherheitsforschung zum Hllrohrverhalten unter den Bedingungen der trockenen Zwischenlagerung vor. Hierbei stehen das Kriechverhalten der Hllrohre unter Zwischenlagerungsbedingungen, das Wasserstoffverhalten und die daraus mglicherweise resultierende Wasserstoffversprdung des Hllrohrmaterials im Vordergrund. Weiterhin werden Prozesse untersucht, die ihrerseits Einflsse auf das Wasserstoff- und Kriechverhalten haben. Das Versuchsprogramm behandelt eine Vielzahl der von der BGZ identifizierten Forschungsfragen. Die BGZ trgt durch die Einbringung von Experimentvorschlgen sowie die Diskussion und Interpretation der Ergebnisse aktiv zur Ausgestaltung von SCIP-V bei. Dies betrifft regelmige Diskussionen ber Versuchsdesign, Versuchsbedingungen und Probenmaterial fr durchzufhrende Experimente sowie die Auswertung und Interpretation der erhaltenen Ergebnisse.

11.2.2 EPRI-ESCP Dose Modeling Task Group

Gegenstand:	EPRI-ESCP Dose Modeling Task Group » Blind Benchmark zur Dosisberechnung eines beladenen Behlters » Modellierung, Vergleich der Rechenergebnisse untereinander und mit ermittelten Messwerten
Organisation:	» Unterausschuss der EPRI-ESCP-Gruppe Modeling & Benchmark » Internationaler Blind Benchmark mit Teilnehmer*innen aus Europa, USA und Asien » Die BGZ nimmt zusammen mit der WTI teil
Laufzeit:	2022 bis 2026

Das Ziel der EPRI-ESCP Dose Modeling Task Group sind die Modellierung eines beladenen Behlters und die Berechnung der Dosis mit dem anschließenden Vergleich der Ergebnisse zwischen den Teilnehmenden und mit den erst nach den Berechnungen bekannt gemachten Messergebnissen.

Die Dosismessung am Behlter wurde am 22. September 2018 durchgefhrt, die Ergebnisse sind den Teilnehmenden aber nicht bekannt. So soll vermieden werden, dass die Modellierung durch die Messergebnisse beeinflusst wird.

Modelliert werden soll ein US-amerikanischer Behlter (Holtec International MPC-68 mit Holtec International

HI-STORM 100 Overpack) beladen mit 68 SWR Brennelementen mit Abbrnden um die 20 bis 40 GWd/tSM. Ausgehend von der Bestrahlungshistorie und dem Beladungsplan des Behlters wird die Dosisleistung berechnet.

Die Ergebnisse der Teilnehmenden werden untereinander in Bezug auf Abweichungen der Ergebnisse, Modellierung und Umsetzung der Benchmark-Vorgaben verglichen. Ebenfalls werden die Rechenergebnisse mit den Messwerten verglichen, um Rckschlsse auf die Genauigkeit von generalisierten Vorhersagemodellen zu erlauben. Die Ergebnisse werden in einem Bericht von EPRI verffentlicht.

11.2.3 EPRI-ESCP Decay Heat Task Group

Gegenstand:	EPRI-ESCP Decay Heat Task Group » Review neuer Messdaten zur Nachzerfallsleistung und deren Unsicherheiten » Ableitung von fehlenden Parameterrumen » Empfehlungen fr neue kalorimetrische Untersuchungen an bestrahlten Brennelementen
Organisation:	» Unterausschuss der EPRI-ESCP-Gruppe Modeling & Benchmark » Internationale Expertenrunde mit Teilnehmenden aus Europa, USA und Asien » Task Group wird von der schwedischen SKB geleitet
Laufzeit:	2022 bis 2026

In der EPRI-ESCP Decay Heat Task Group werden aktuelle Messdaten zur Nachzerfallsleistung von bestrahlten Brennelementen diskutiert. Dabei wird ein besonderes Augenmerk auf die Auswertung der Unsicherheiten gelegt werden. In dem Gremium wird unter anderem beraten, welche Messwerte noch fehlen, zum Beispiel in Bezug auf Brennstofftyp, Abbrandhistorie oder Lagerzeit, und ob und wie diese Messungen durchgefhrt werden knnen.

Eine genaue Bestimmung der Nachzerfallsleistung fr lange Lagerzeitrume beziehungsweise die Bestimmung von deren Ungenauigkeit ist sowohl fr die verlngerte

Zwischenlagerung als auch fr die anschließende Entsorgung aus mehreren Grnden wichtig: So lassen sich mit genauer bekannten Daten zur Nachzerfallsleistung Materialtemperaturen wie die der Hllrohre oder der Behlterauenwand besser vorhersagen. Die BGZ ist in diesem Projekt direkt an der Auswertung aktueller Messdaten beteiligt und in die Empfehlung und Planung von neuen Experimenten zur Vervollstndigung und Erweiterung der vorhandenen Daten zur Nachzerfallsleistung involviert. Ein ausfhrlicher technischer Bericht zur Auswertung der Messdaten ist ffentlich einsehbar [38].

11.2.4 LEDA - Long-Term Experimental Dry Storage Analysis

Gegenstand:	LEDA - Experimentelle Langzeitstudie zum Hllrohrverhalten » Erweiterung der vorhandenen experimentellen Basis zum Hllrohrverhalten unter Bedingungen der verlngerten Zwischenlagerung » Ableitung von Modellen zur Vorhersage des Hllrohrverhaltens
Organisation:	» Leitung durch die BGZ » Experimente werden in den Laboren von Studsvik in Schweden durchgefhrt » Planung und Durchfhrung gemeinsam mit Partnern aus Industrie und Wissenschaft
Laufzeit:	2022 bis 2030

Um Fragen zum Hllrohrverhalten unter Bedingungen einer trockenen Zwischenlagerung und insbesondere die Bedeutung von Wasserstoff zu untersuchen, erfolgt eine experimentelle Kampagne bei Studsvik in Schweden. Die experimentellen Untersuchungen werden in Form von „Integral-Effekt-Tests“ realisiert, das heit durch Tests und Untersuchungen an unterschiedlichen Brennstabsegmenten mit prototypischen Randbedingungen fr die Trockenlagerung in Deutschland. Typische Bedingungen werden mittels Online-Monitoring eingestellt und berwacht. Darber hinaus erfordert die Zielsetzung geeignete Untersuchungen zur Vor- und Nachcharakterisierung der Hllrohrmaterialien. Die Ziele des Versuchsprogramms LEDA sind integrale Untersuchungen des Verhaltens von

fr Deutschland reprsentativen Brennstabsegmenten unter typischen Bedingungen der trockenen Zwischenlagerung. Mit den in LEDA generierten experimentellen Daten werden analytische Modelle und Methoden zur Vorhersage der Brennstabintegritt fr die schutzzielorientierte Nachweisfhrung erweitert und validiert. Die bisherigen Kriterien zum Ausschluss des systematischen Hllrohrversagens werden unter Einbeziehung des (Langzeit-)Wasserstoffverhaltens fr Lagerzeiten ber 40 Jahre hinaus berprft und deren Vollstndigkeit untersucht.

Die Langzeitmesskampagne wird mit verschiedenen bestrahlten Brennstabsegmenten unter prototypischen Randbedingungen durchgefhrt. Dabei wird ein integraler

Ansatz unter Bedingungen des Trocknungsprozesses und der trockenen Zwischenlagerung abgebildet. Die Durchführung von adäquaten Vor- und Nachcharakterisierungen der Brennstabsegmente und die Fokussierung auf wasserstoffinduzierte Effekte erlauben in Kombination mit der Verwendung von für Deutschland repräsentativen Brennstabsegmenten im Gegensatz zu Einzeleffekttests die direkte Interpretation und Anwendung der Ergebnisse auf die verlängerte Zwischenlagerung in Deutschland.

Die zu untersuchenden Brennstabsegmente repräsentieren bestmöglich die in Deutschland eingesetzten Brennstäbe bezüglich der eingesetzten Hüllrohrmaterialien, Brennstoffe und Bestrahlungshistorien. Es wird damit sichergestellt, dass möglichst abdeckende und prototypische Bedingungen bezüglich der Behälterbeladungen abgebildet werden.

Die Versuche werden in den heißen Zellen bei Studsvik in Schweden in einem dafür geeigneten Teststand durchgeführt. Letzterer wurde entwickelt und hergestellt im Rahmen des Halden Reactor Project (HRP), um das Brennstabverhalten unter Bedingungen der trockenen Zwischenlagerung zu untersuchen. Nach dem Erlöschen der Betriebserlaubnis der Halden-Anlage hat das Halden Board zugestimmt, das Testequipment nach Nyköping in die Labore von Studsvik zu transportieren, sodass eine weitere Nutzung durch die BGZ gewährleistet werden kann. Eine Skizze des nun umfangreich modifizierten Aufbaus ist in der Abbildung 24 und ebenfalls in [39] zu finden. In dem Teststand können acht Brennstabsegmente gleichzeitig einer typischen Temperaturtransiente sowohl axial als auch zeitlich veränderbar ausgesetzt werden. Für die Tests werden typische axiale Temperaturprofile eingestellt. Über einen mehrmonatigen Zeitraum wird die Temperatur dann gehalten und sukzes-

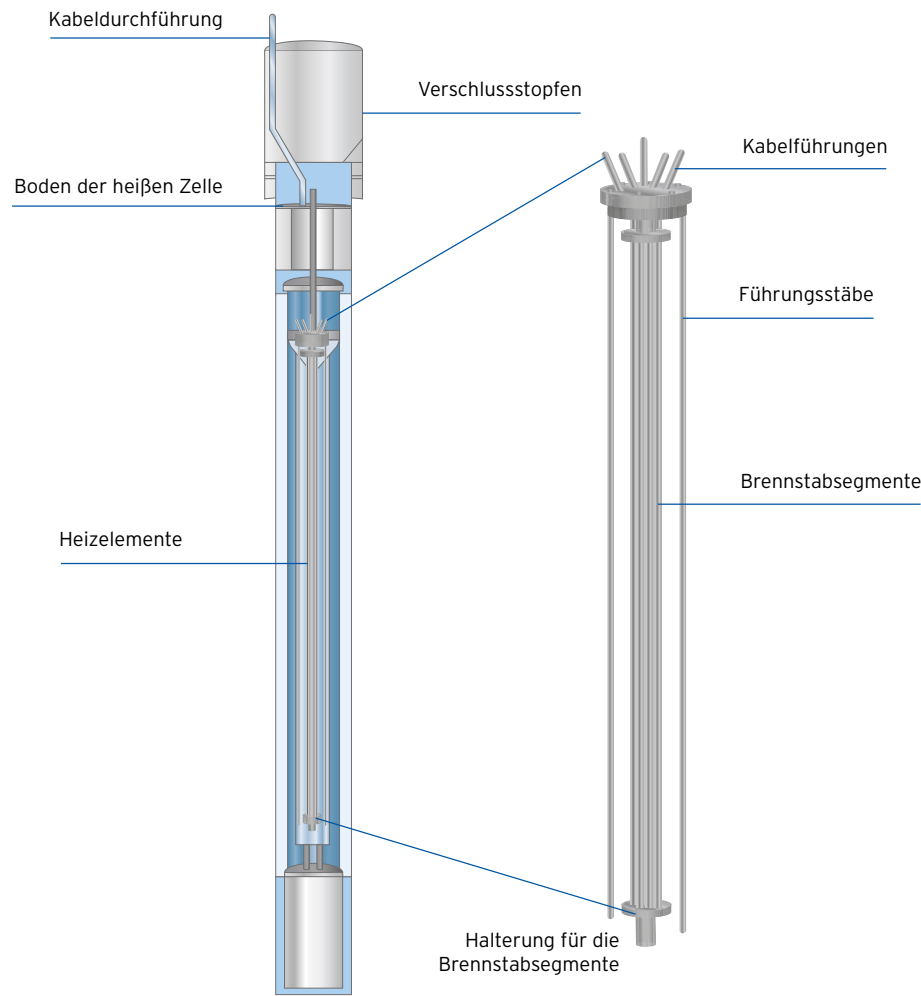


Abbildung 24: Querschnitt der Versuchsanlage nach der Integration in die heiße Zelle (links) mit dem vergrößerten Ausschnitt der Halterung für die Brennstabsegmente (rechts). Die Versuchsanlage befindet sich in einem Schacht im Boden der heißen Zelle. In ihr können bis zu acht Brennstabsegmente gleichzeitig einer Temperaturtransiente ausgesetzt werden.

sive verringert, ähnlich dem Temperaturabfall der trocken zwischengelagerten Brennelemente, nachdem der Behälter verschlossen wurde.

Nach derzeitigem Stand sind mindestens drei Versuchskampagnen mit jeweils bis zu acht Brennstabsegmenten geplant. Zu jeder Kampagne gehört eine umfangreiche Vor- und Nachcharakterisierungsphase, in der die mechanischen Kennwerte und Materialkennwerte bestimmt werden. Die derzeitigen Planungen umfassen Untersuchungen von insgesamt elf Brennstabsegmenten

und zehn ganzen Brennstäben. Letztere werden in jeweils vier Segmente zerteilt, um in dem Teststand untersucht werden zu können.

Die Segmente und Stäbe sind so ausgewählt worden, dass sie bestmöglich das von der BGZ verwahrte Inventar repräsentieren. Die Abbrände der Brennstäbe und Segmente liegen zwischen 20 und 80 GWd/tSM, und die Hüllrohrmaterialien bestehen aus den Legierungen M5®, DUPLEX, Optimized ZIRLO, Zry-4 sowie Zry-2 mit und ohne Liner.

11.2.5 LAGER - Laser Ablation of Gadolinium Evolution Radially

Gegenstand:	LAGER - Laser Ablation of Gadolinium Evolution Radially » Experimentelle Untersuchung eines gadoliniumhaltigen SWR-Brennstabs mit einem Stababbrand von nur 9 GWd/tSM
Organisation:	» Multilaterales Projekt, geleitet von Studsvik AB » Projektpartner aus Industrie, Wissenschaft und Instituten aus Europa, USA und Asien » Die BGZ ist aktiver Projektpartner
Laufzeit:	2022 bis 2026

Das LAGER-Projekt ist ein multilaterales Projekt, um die radiale Verteilung von Gadoliniumisotopen in einem Brennstab mit geringem und relevantem Abbrand besser zu verstehen und zu quantifizieren. Gadolinium wird in modernen Brennelementdesigns dem Brennstoff einzelner Stäbe zugesetzt, um die Reaktivität des frischen Brennelements zu reduzieren. Vergleichbare Daten sind derzeit kaum verfügbar, und in aktuellen Modellen werden stattdessen indirekt validierte Werte verwendet.

Das Ziel des LAGER-Projekts ist, detaillierte Daten zur Gd-Verteilung in ausgewählten axialen Positionen zu ermitteln und die Daten zur Codevalidierung zur Verfügung zu stellen. Weiterhin werden Quelltermdaten ermittelt und die Modellierung der Abbrandberechnungen entsprechend weiterentwickelt. Die experimentell ermittelten Daten werden benötigt, um genaue Modelle für den Gd-Abbrand weiterzuentwickeln und eine Vorhersage der Reaktivität und der Energieverteilung innerhalb der Brennelemente, insbesondere bei niedrigen Abbränden im Bereich der maximalen Reaktivität, zu ermöglichen. Diese Daten sind für die BGZ von großem Wert, da der zu untersuchende Stab einen wichtigen Teil des verwahrten Inventars abdeckt. Im Zuge des sogenannten Atom-Moratoriums 2011 und der anschließenden Änderung des Atomgesetzes wurden auch in Deutschland SWR-Brennelemente mit sehr niedrigen Abbränden trocken zwischengelagert.

Der in LAGER untersuchte Brennstab ist ein intakter SWR-Stab aus einem 10 x 10-Brennelement mit 3,66 Gewichtsprozent ²³⁵U-Anreicherung und 4 Prozent anfänglichem Gd-Gehalt. Der durchschnittliche Stababbrand beträgt circa 9 GWd/tSM mit axialen Werten zwischen 6 und 11 GWd/tSM. Die Bestrahlungshistorie ist typisch für eine SWR-Bestrahlung für frischen Brennstoff ohne Vorgesichte eines Steuerstabs, aber mit einem benachbarten teillangen Brennstab. Letzteres führt zu einer axialen Leistungsdivergenz von 5 bis 15 Prozent. Der Betreiber Vattenfall hat die detaillierte Betriebshistorie für das Projekt zur Verfügung gestellt, was es ermöglicht, präzise Vergleichsrechnungen durchzuführen. Das LAGER-Projekt wird in den Heißzellenanlagen von Studsvik durchgeführt, wobei sowohl branchenübliche Nachbestrahlungsanalysemethoden als auch einzigartige Techniken zur Quantifizierung lokaler Pelleteigenschaften zum Einsatz kommen. Axiale Positionen für lokale Messungen wurden auf der Grundlage von Modellierungen und zerstörungsfreien Tests ausgewählt, wobei die LAGER-Projektpartner aktiv in die Auswahl der axialen Proben und der Art der experimentellen Durchführung einbezogen und Entscheidungen konsensual getroffen wurden. Die BGZ begleitet die Untersuchungen durch eigene detaillierte Simulationen und ist so in der Lage, die Qualität der vorhandenen Modelle und Simulationsprogramme zu prüfen und gegebenenfalls Verbesserungsbedarf zu identifizieren.

Gleichzeitig wird ein tieferes Verständnis der lokalen Bestrahlungsprozesse erreicht. Dies ermöglicht wiederum eine genauere rechnerische Bestimmung der Radionuklidzusammensetzung sowie der Restreaktivität des bestrahlten Brennstoffs und hilft, die Unsicherheiten in den Modellen zu quantifizieren. Die Ergebnisse werden im Rahmen von begleitenden Workshops im internationalen Expertenkreis diskutiert und abgeglichen. Für 2025 wird der Abschluss der Messkampagne erwartet. Eine erste Übersicht über die BGZ-Rechnungen ist in [40] zu finden.

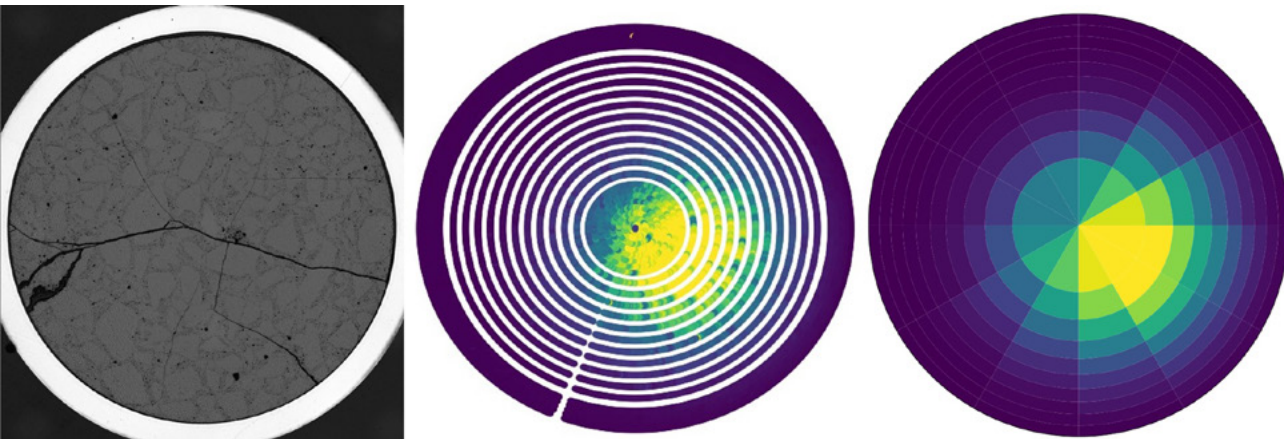


Abbildung 25: Laser-Ablation-Massenspektrometrieprobe aus dem LAGER-Projekt: Lichtmikroskopische Aufnahme des Pelletquerschnitts, Messung der ¹⁵⁵Gd und Simulationsergebnis zur ¹⁵⁵Gd-Konzentration (von links nach rechts)

11.2.6 HYDAX - Hydrogen and Hydrides Distribution in Axial Cladding Direction

Gegenstand:	HYDAX - Hydrogen and Hydrides Distribution in Axial Cladding Direction » Experimentelle Untersuchungen des Wasserstoff- und Hydridverhaltens in axialer Hüllrohrrichtung
Organisation:	» Die BGZ in Zusammenarbeit mit dem Paul Scherrer Institut (PSI)
Laufzeit:	2023 bis 2028

Im Projekt HYDAX untersucht die BGZ mit dem Paul Scherrer Institut in der Schweiz das axiale Verhalten von Wasserstoff und Hydriden in verschiedenen Hüllrohrmaterialien. Dabei werden experimentelle Untersuchungen an bestrahlten und nicht bestrahlten Hüllrohrproben mit und ohne Liner durchgeführt. Konkret untersucht werden zum Beispiel die Kinetik der Diffusion von Wasserstoff in axialer Hüllrohrrichtung sowie die Hydridbildung unter Berücksichtigung der Materialtextur. So können Unterschiede der Wasserstoffdiffusion im Vergleich zur radialen Richtung herausgearbeitet werden. Eine Rolle bei der Diffusion spielen auch die Temperatur sowie deren

Änderungsraten. Durch deren Variationen lassen sich die Einflüsse auf die Hydridbildung experimentell ebenfalls untersuchen. Ein weiterer Effekt sind auftretende Spannungen und Dehnungen im Hüllrohr, deren Einfluss auf die Wasserstoffdiffusion ebenfalls systematisch untersucht wird. Durch das Verwenden von bestrahlten und nicht bestrahlten Hüllrohrmaterialien lassen sich die Einflüsse der Strahlenschäden des Materials auf das Diffusionsverhalten sowie die Hydridbildungseigenschaften betrachten und ebenfalls untersuchen. Eine Übersicht über die ersten Arbeiten ist in [41] zu finden.

11.2.7 Bend & Break - Untersuchungen zur Brennstofffreisetzung bei Brennstabbiegeversuchen

Gegenstand:	Untersuchungen zur Brennstofffreisetzung bei Brennstabbiegeversuchen » 3-Punkt-Biegeversuche an bestrahlten Brennstäben mit M5®-Hüllrohrmaterialien » Bestimmung und Beschreibung der Brennstofffreisetzungen
Organisation:	» Die BGZ zusammen mit Framatome GmbH und Kernkraftwerk Gösgen-Däniken (CH) » Experimentelle Untersuchungen in den Heißzellen des Joint Research Centers der Europäischen Kommission in Karlsruhe
Laufzeit:	2025 bis 2026

Das Ziel von Bend & Break ist es, durch systematische statische Tests an bestrahlten M5®-Hüllrohren mit Brennstoff aus wiederaufbereitetem Uran (WAU/ERU) die Art, Menge und Größenverteilung freigesetzter Partikel zu bestimmen.

Die verkehrsrechtlichen Zulassungen beruhen auf der konservativen Annahme, dass unter Unfallbeförderungsbedingungen bei der unterstellten mechanischen Belastung bestrahlter Brennstäbe größere Mengen Brennstoff aus den Hüllrohren austreten. Mitte der 2010er-Jahre wurden in den Heißzellen des Joint Research Centers (JRC) der Europäischen Kommission in Karlsruhe statische

3-Punkt-Biege- und dynamische Hammerfall-Versuche an bestrahlten Brennstäben mit Duplex- und Zry-4-Hüllrohren durchgeführt und die Freisetzungsraten sowie Partikelgrößenverteilungen detailliert dokumentiert. Das Vorhaben Bend & Break erweitert die Ergebnisse durch die entsprechenden Untersuchungen an M5®-Hüllrohren. Die Versuche werden in den Heißzellen des JRC zusammen mit den Projektpartnern Framatome und Kernkraftwerk Gösgen durchgeführt. Im Vorhaben werden die Art, Menge und Größenverteilung der bei Versagen freigesetzten Brennstofffragmente präzise erfasst und die gewonnenen Daten mit den bereits vorliegenden Ergebnissen zu Duplex und Zry-4 abgeglichen.

11.2.8 VisCas - Visualisierung von Brennstäben in beladenen Behältern

Gegenstand:	VisCas - Visualisierung von Brennstäben in beladenen Behältern » Untersuchung des theoretischen Auflösungsvermögens von experimentellen Umsetzungen der Myonentomografie » Erstellen und Untersuchen von geeigneten Simulationsmodellen
Organisation:	» Forschungsprojekt mit dem Lehrstuhl für Nukleartechnik der Technischen Universität München (TUM) » Modellierung und Simulation der Wechselwirkung mit Geant4 » Ziel sind die theoretische Einschätzung verschiedener Detektoren und experimenteller Aufbauten sowie die Analyse der Daten mit Blick auf die Visualisierung einzelner Brennstäbe
Laufzeit:	2023 bis 2026

Der Fokus der Forschungsarbeit liegt auf der Modellierung der Wechselwirkung von Myonen mit dem Inventar der in Deutschland am häufigsten verwendeten Lager- und Transportbehälter für bestrahlte Brennelemente von Druckwasserreaktoren, CASTOR® V/19. Die konkreten Fragestellungen lauten:

- Können einzelne Brennstäbe durch einen geeigneten Experimentaufbau in Kombination mit geeigneten Auswertalgorithmen untersucht werden?
- Können Position, Form und Integrität einzelner Brennstäbe beurteilt werden, zum Beispiel durch die Darstellung der dreidimensionalen Dichteverteilung des Brennstoffs?
- Lässt sich erkennen oder ausschließen, dass Brennstoff ausgetreten ist?

Zur Beantwortung dieser Fragen gliedert sich die Arbeit in zwei Teile: einen theoretischen Teil für das Modellierungs- und Simulations- sowie Datenanalyse-Framework und einen Anwendungsteil, in dem die gewonnenen Erkenntnisse zur Bewertung, Gestaltung und Beschreibung zukünftiger experimenteller Umsetzungen genutzt werden.

Die Modellierungen und Simulationen werden mit dem Programm Geant4 [42] durchgeführt. Für den theoretischen Teil besteht ein Ziel darin, die bisher verwendeten, vereinfachten Beladungsdaten eines bereits bestehenden Modells an reale Daten anzupassen. Anschließend wird untersucht, inwieweit das Modell vereinfacht werden kann, um die

Rechenzeit und Ergebnisdatenmenge zu reduzieren, ohne die Ergebnisgenauigkeit zu beeinträchtigen.

Die im Projekt MuTomCa gewonnenen experimentellen Daten und Ergebnisse sollen ebenfalls ausgewertet werden.

Basierend auf den Erkenntnissen sowie weiteren Geant4-Simulationen zu Detektorpositionen und Auflösungsvermögen in Abhängigkeit von der Messdauer wird ein Design für ein verbessertes experimentelles Setup zur Darstellung einzelner Brennstäbe entwickelt. Die Zwischenergebnisse sind in [43, 44] veröffentlicht.

11.2.9 SKELETON - Bestimmung des Materialverhaltens bestrahlter Brennelementstrukturteile

Gegenstand:	SKELETON - Bestimmung des Materialverhaltens bestrahlter Brennelementstrukturteile » Experimentelle und theoretische Untersuchungen von Materialproben bestrahlter SWR- und DWR-Brennelementstrukturteile » Erstellen und Untersuchen von geeigneten Simulationsmodellen
Organisation:	» Leitung durch die BGZ, Durchführung mit weiteren Partnern » Experimente werden durchgeführt in Laboren der Framatome GmbH
Laufzeit:	2024 bis 2028

Die Integrität eines Brennelements (BE) hängt entscheidend von der Belastbarkeit der Strukturteile ab. Dies sind unter anderem BE-Kopf und -Fuß, Abstandshalter, Wasserkanäle (bei SWR-BE) und Steuerstabführungsrohre (bei DWR-BE), sie bilden die tragende Struktur. Nach den Brennstäben erhalten die Strukturteile die höchsten Bestrahlungsdosen und sind aufgrund ihrer Funktion besonderen Belastungen ausgesetzt. Das Forschungsprojekt SKELETON bewertet die mechanische Integrität von Strukturteilen bestrahlter Leichtwasser-Brennelemente (LWR-BE).

SKELETON kombiniert die Aufbereitung bereits vorhandener Versuchsdaten mit neuen Untersuchungen an bestrahlten BE-Strukturteilen. Zunächst werden Ergebnisse von bereits erfolgten Experimenten systematisch ausgewertet, um eine belastbare Datenbasis zum Verhalten von DWR-Steuerstabführungsrohren zu schaffen. Ergänzend werden in dem Projekt Proben aus einem

Wasserkanal eines in einem deutschen Kernkraftwerk eingesetzten SWR-BE in den heißen Zellen der Framatome GmbH untersucht. Dazu gehören Messungen der Bruchzähigkeit, vollständige Spannungs-Dehnungs-Kurven und die Bestimmung des Wasserstoffgehalts. Eine Wärmebehandlung simuliert die Bedingungen der trockenen Zwischenlagerung, und die dadurch hervorgerufenen Materialänderungen werden untersucht und erfasst.

Die experimentell gewonnenen Kennwerte fließen in die Entwicklung physikalisch konsistenter Materialmodelle ein, die in eine numerische Simulationsumgebung implementiert werden. Durch Vergleich der Simulationsergebnisse mit den ermittelten Messdaten sowie mit etablierten Fuel-Performance-Codes entsteht ein validiertes Werkzeug, das typische Belastungsszenarien beim Transport, der Zwischenlagerung und Handhabung realitätsnah abbildet.

11.3 Zwischenlagergebäude
11.3.1 ZuMoBau-ZL - Zustandserfassung und Monitoring für die Bewertung der technischen Nutzungsdauer baulicher Anlagen von Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle

Gegenstand:	ZuMoBauZL - Zustandserfassung und Monitoring für die Bewertung der technischen Nutzungsdauer baulicher Anlagen von Zwischenlagern für hochradioaktive Abfälle » Identifizierung geeigneter Monitoring- und Messtechniken für die Erfassung der maßgeblichen Alterungsprozesse » Entwicklung von Konzepten zur Lebensdauerprognose anhand von Monitoringdaten
Organisation:	» BMUKN-Forschungsförderung (Förderkennzeichen RS1586A, 1501609B) » Verbundvorhaben von GRS, BAM und TU Braunschweig (iBMB) » Die BGZ hat einen Sitz im fachlichen Begleitausschuss
Laufzeit:	2023 bis 2026

Das Verbundprojekt, koordiniert vom iBMB der TU Braunschweig, zielt auf die Entwicklung von Konzepten zur Lebensdauerprognose unter Nutzung von geeigneten Maßnahmen und Messtechniken im Bereich der zerstörungsfreien Prüfung ab. Dabei lassen sich viele Erkenntnisse und Methoden, die sich an konventionellen Bauwerken bewährt haben, auf die Bauwerke der Zwischenlager übertragen. Im Rahmen des Projekts sollen diese Erkenntnisse in Verbindung mit den zusätzlichen Anforderungen, die an ein Zwischenlager gestellt werden, zusammengetragen werden, um eine realistische Übersicht über die Alterungsprozesse und Einwirkungen auf ein Zwischenlager unter Berücksichtigung realer Betriebserfahrung zu geben. Anschließend werden über eine zu entwickelnde Ausschlussmethodik die nicht maßgeblichen Alterungsprozesse und Einwirkungen aus der weiteren Betrachtung ausgeschlossen.

Neben der Identifikation der maßgeblichen Schädigungsprozesse sollen Modelle zur Beschreibung und Beurteilung solcher Prozesse eingesetzt werden, die eine Lebensdauerprognose von Bauteilen erlauben. Die dabei identifizierten Modellparameter werden anschließend

im Hinblick auf ihre Relevanz auf die Betriebssicherheit und Schutzfunktion der Zwischenlager hin untersucht. Dabei werden auch die für Bestandsbauwerke etablierten Zustandsbewertungsmethoden für Ingenieurbauwerke nach DIN 1076 oder für Hochbauten nach VDI 6200 auf eine mögliche Adaption unter Berücksichtigung der besonderen Belange der Zwischenlager analysiert.

Sobald die globalen und lokalen Parameter zur Beschreibung der maßgeblichen Schädigungsmechanismen identifiziert worden sind, werden verschiedene Sensoren und Messtechniken auf ihre Eignung zur genaueren und fortlaufenden Bestimmung dieser Parameter hin untersucht.

Für die damit erzeugten Monitoring- und Zustandsdaten zur Lebensdauerprognose sollen anschließend Konzepte zur digitalen Ablage und zum Management der Daten erstellt werden. Dabei werden auch Anforderungen an die Anbindung an geeignete Bauwerksmanagementsysteme definiert, das heißt an Schnittstellen zu einem BIM-Konzept (BIM = Building Information Modelling) oder an die Implementation des Konzepts „digitaler Zwilling“.

12. Abgeschlossene Projekte

Projekte aus dem Forschungsprogramm werden auch nach ihrem Abschluss auf der Website der BGZ im Bereich Forschung zu finden sein. Berichte, wissenschaftliche Publikationen, Abschlussarbeiten und Konferenzbeiträge, die im Rahmen der Projekte entstanden sind, sind dort, sofern rechtlich möglich, verfügbar.

12.1 Inventare

SPIZWURZ - Spannungsinduzierte Wasserstoffumlagerung in Brennstabhüllrohren (2020-2024)

Im BMWi/BMUKN-geförderten Verbundvorhaben von GRS und KIT (Förderkennzeichen RS1568A [GRS] und 1501609B [KIT]) wurde experimentell und modellbasiert untersucht, wie sich Wasserstoff unter Langzeit-Spannungszuständen in zirkoniumbasierten Hüllrohren verteilt. Die Arbeiten erweiterten die Datengrundlage zur Wasserstoffdiffusion auf Mikro- und Makroebene und lieferten Daten zur Hydridstruktur unbestrahlter Hüllrohre. Die BGZ war als Beobachter eingebunden und konnte die Erkenntnisse in ihre eigenen Forschungsprojekte mit bestrahlten Brennstäben einfließen lassen; die Projektfortschritte sind in [45] dokumentiert.

EPRI-ESCP Thermal Modeling Benchmark (2019-2024)

Im Rahmen eines internationalen Benchmarks des Electric Power Research Institute [41, 42] vergleicht die BGZ - gemeinsam mit GNS und WTI - thermische Rechenmethoden an einem instrumentierten TN[®]-32-Behälter, der 2017 im Kernkraftwerk North Anna (USA) beladen wurde. Ziel ist es, Hüllrohrtemperaturen realitätsnäher abzuschätzen und die Sensitivität verschiedener Modellierungsansätze zu quantifizieren. Die erste Modellierungsphase ist abgeschlossen und veröffentlicht [46]. Phase 2 vertieft die Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen der verschiedenen Modellierungsansätze und fließt in die Best-Estimate-Nachweise für künftige Aufbewahrungsgenehmigungen ein. Teilergebnisse sind in [47] veröffentlicht. Ein ausführlicher Abschlussbericht war bei Redaktionsschluss noch nicht veröffentlicht.

DCS-Monitor II - Nicht-invasives Monitoring von CASTOR[®]-Behältern (2020-2024)

Im BMWi/BMUKN-geförderten Verbundvorhaben der Technischen Universität Dresden (TUD, Projektkoordinator), der Hochschule Zittau/Görlitz sowie des Helmholtz-Zentrums Dresden-Rossendorf e. V. (Förderkennzeichen 1501606A, 1501606B) wurde ein strahlungsfeldbasiertes Diagnosesystem entwickelt, das Gamma-, Neutronen- und Myonenmessungen kombiniert, um Inventaränderungen in Transport- und Lagerbehältern zuverlässig zu erkennen. Neben numerischen Sensitivitätsstudien werden automatisierte Messsysteme aufgebaut und an realen CASTOR[®]-Behältern im Zwischenlager der EWN erprobt. Die BGZ unterstützt das Vorhaben als assoziierter Partner und nutzt die Erkenntnisse zur Weiterentwicklung ihrer Monitoring- und Sicherheitskonzepte im Projekt OBSERVE. Berichte und Zwischenergebnisse sind in [48] verfügbar.

MuTomCa - Muon Tomography for Shielded Casks (2020-2024)

Seit seinem Start im September 2020 entwickelt das internationale MuTomCa-Konsortium [49], geführt vom INFN Padua gemeinsam mit dem Forschungszentrum Jülich, EURATOM und der BGZ, einen Myon-Detektor auf Basis von Driftröhren, um den Inhalt von CASTOR[®]-Trockenlagerbehältern nicht-invasiv abzubilden. Diese Nachweismethode richtet ihren Fokus auf die Proliferation (Safeguards). Bei einer Feldkampagne 2023 im BGZ-Zwischenlager Grafenrheinfeld wurden an zwei CASTOR[®]-V/19-Behältern mit unterschiedlicher Beladung erfolgreich Myon-Bildgebungsdaten aufgenommen und demonstriert, dass brennstofffreie Dummy-Brennelemente erkannt werden können. Gefördert wurde das Vorhaben unter anderem durch das BMUKN (FKZ 02W6279) sowie EURATOM-Safeguards-Programme. Die Ergebnisse sind in mehreren Veröffentlichungen [50] sowie den Projektberichten [51] dokumentiert. Die BGZ nutzt die Erkenntnisse zur Weiterentwicklung ihrer Monitoring- und Sicherheitskonzepte im Projekt VisCas.

Literaturverzeichnis

- [1] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit: Programm für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Nationales Entsorgungsprogramm), August 2015.
- [2] Gesetz zur Neuordnung der Verantwortung in der kerntechnischen Entsorgung vom 27.01.2017 (BGBl. I, S. 114, 1222, 1676), das durch Artikel 244 der Verordnung vom 19.06.2020 (BGBl. I, S. 1328) geändert worden ist.
- [3] BGE, Zeitliche Betrachtung des Standortauswahlverfahrens, Oktober 2022.
- [4] Abschlussbericht der Kommission Lagerung hochradioaktiver Abfallstoffe, K-Drs. 268, Juli 2016.
- [5] Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) in der Fassung der Bekanntmachung vom 15.07.1985 (BGBl. I, S. 1565), das zuletzt durch Artikel 1 des Gesetzes vom 04.12.2022 (BGBl. I, S. 2153) geändert worden ist.
- [6] Website der BGZ zum Forum Zwischenlagerung, www.forum-zwischenlagerung.bgz.de/, aufgerufen am 04.07.2025.
- [7] Archiv des Forums Zwischenlagerung, www.forum-zwischenlagerung.bgz.de/archiv/, aufgerufen am 04.07.2025.
- [8] Website der BGZ zur Forschung, www.bgz.de/forschungsprogramm/, aufgerufen am 25.10.2023.
- [9] NEA Data Bank, www.oecd-nea.org/jcms/rni_6525/data-bank, aufgerufen am 04.07.2025.
- [10] Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCs) der OECD/NEA, www.oecd-nea.org/jcms/pl_23012/working-party-on-nuclear-criticality-safetywpncs, aufgerufen am 04.07.2025.
- [11] J.-F. Martin, M. Stuke, et. al.: The OECD NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety - Recent outcome, work in progress and outlook; Proceedings of the Nuclear Criticality Safety Division Topical Meeting (NCSD 2022), 12.-16. Juni 2022, Anaheim, CA, USA; Juni 2022.
- [12] A. Hoefer, M. Stuke, et al.: Bias and correlated data, comparison of methods; Proceedings of the International Conference on Nuclear Criticality Safety, ICNC2023, October 1st-6th 2023, Sendai, Japan (Oct 2023).
- [13] Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz - StrlSchG) vom 27.06.2017 (BGBl. I, S. 1966), das zuletzt durch Artikel 4 des Gesetzes vom 23.10.2024 (BGBl. I, Nr. 324) geändert worden ist.
- [14] Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 29.11.2018 (BGBl. I, S. 2034, 2036), die zuletzt durch Artikel 10 der Verordnung vom 23.10.2024 (BGBl. I, Nr. 324) geändert worden ist.
- [15] Empfehlung der Entsorgungskommission, Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern, revidierte Fassung vom 10.06.2013.
- [16] Diskussionspapier der Entsorgungskommission vom 29.10.2015: Diskussionspapier zur verlängerten Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und sonstiger Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle, www.entsorgungskommission.de/sites/default/files/reports/DiskussionspapiervZL29102015hp.pdf, aufgerufen am 04.07.2025.
- [17] Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2012 Edition, International Atomic Energy Agency (IAEA), No. SSR-6.
- [18] Europäisches Übereinkommen vom 30.09.1957 über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR) (BGBl. 1969 II, S. 1489), Anlagen A und B in der Fassung der Änderungsverordnung 2025 (BGBl. 2025 II, Nr. 57).
- [19] Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter (RID) - Anhang C des Übereinkommens über den internationalen Eisenbahnverkehr (COTIF) vom 09.05.1980 (BGBl. 1985 II, S. 130) in der Fassung der Bekanntmachung vom 16.05.2008 (BGBl. 2008 II, S. 475, 899; 2009 II, S. 1188, 1189; 2010 II, S. 1273; 2012 II, S. 168, 169, 1338; 2013 II, S. 562; 2014 II, S. 890; 2015 II, S. 1143, 1144; 2016 II, S. 1258; 2018 II, S. 216, 217), die zuletzt durch die 24. RID-Änderungsverordnung vom 30.04.2025 (BGBl. 2025 II, Nr. 144) geändert worden ist.
- [20] Europäisches Übereinkommen vom 26.05.2000 über die internationale Beförderung von gefährlichen Gütern auf Binnenwasserstraßen (ADN), (BGBl. 2007 II, S. 1906, 1908; 2009 II, S. 534; 2010 II, S. 122, 123, 1183, 1184, 1534, 1550, 1551, 1569, 1570; 2012 II, S. 1386; 2014 II, S. 1344; 2015 II, S. 1033; 2016 II, S. 1219, 1220, 1298; 2018 II, S. 12, 13), das zuletzt durch die 10. ADN-Änderungsverordnung vom 24.04.2025 (BGBl. 2025 II, Nr. 143) geändert worden ist.
- [21] Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße, mit Eisenbahnen und auf Binnengewässern (Gefahrgutverordnung Straße, Eisenbahn und Binnenschifffahrt - GGVSEB) in der Fassung der Bekanntmachung vom 25.06.2025 (BGBl. 2025 I, Nr. 147).
- [22] Kerntechnischer Ausschuss, Regelprogramm, Stand vom 09.09.2021, www.kta-gs.de/common/regel_prog1.htm, aufgerufen am 04.07.2025.
- [23] Gefahrgutregeln der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM-GGR), www.tes.bam.de/TES/Navigation/DE/Recht-und-Regelwerke/Regelwerke-Gefahrgut/Amtliche-Mitteilungen/amtliche-mitteilungen.html, aufgerufen am 04.07.2025.
- [24] Empfehlung der Entsorgungskommission, Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern, revidierte Fassung vom 10.06.2013.
- [25] S. Geupel, K. Hummelsheim, S. Keßen, R. Kilger, F. Rowold, J. Neles, G. Schmidt, A. Spieth-Achnich, H. Völzke, D. Wolf: Sicherheitstechnische Fragen der längerfristigen Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und verglasten hochradioaktiver Abfälle, Abschlussbericht des BMUB-Vorhabens 3612R03300, GRS-A-3824, 2015.
- [26] K. Hummelsheim et al.: Neue Entwicklungen bei der längerfristigen trockenen Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Abfällen, GRS-A-3942, Abschlussbericht des Vorhabens 4715E03310, September 2018.
- [27] D. Kook, J. Choi, J. Kim, Y. Kim: Review of spent fuel integrity evaluation for dry storage, Nuc. Eng. Tech., Vol. 45, No. 1, 2013, ISSN 1738-5733, www.doi.org/10.5516/NET.06.2012.016.
- [28] J. Kessler et al.: Extended Storage Collaboration Program (ESCP), Progress Report and Review of Gap Analyses, Technical Report 1022914, 2011.
- [29] M. Teague, S. Saltzstein, B. Hanson, K. Sorenson, G. Freeze: Gap Analysis to Guide DOE R&D in Supporting Extended Storage and Transportation of Spent Nuclear Fuel: An FY2019 Assessment, SAND2019-15479R, Dezember 2019.
- [30] Q. Auzoux, P. Bouffieux, A. Machiels, S. Yagnik, B. Bourdilliau, C. Mallet, N. Mozzani, K. Colas: Hydride reorientation and its impact on ambient temperature mechanical properties of high burn-up irradiated and unirradiated recrystallized Zircaloy-2 nuclear fuel cladding with an inner liner, J. Nuc. Mat., Vol. 494, 2017, www.doi.org/10.1016/j.jnucmat.2017.07.022.
- [31] P. Kaufholz, M. Stuke, F. Boldt, M. Péridis: Influence of kinetic effects on terminal solid solubility of hydrogen in zirconium alloys, J. Nuc. Mat., Vol. 510, 2018, www.doi.org/10.1016/j.jnucmat.2018.08.011.
- [32] P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov, H. Ferroukhi: Spent nuclear fuel in dry storage conditions - current trends in fuel performance modeling, J. Nuc. Mat., Vol. 555, 2021, www.doi.org/10.1016/j.jnucmat.2021.153138.
- [33] Dry Cask Storage Characterization Project - Phase 1: CASTOR® V/21 Cask Opening and Examination, NUREG/CR-6745, INEEL/EXT-01-00183, September 2001.
- [34] High Burnup Dry Storage Cask Research and Development Project, Final Test Plan, EPRI, DOE/NE-HighBurnup-Dry-Storage-Cask-2014, Februar 2014.

[35] R. Schneider-Eickhoff, Dr. J. Becker; PROJECT MSTOR, METAL SEAL PERFORMANCE UNDER CONDITIONS OF EXTENDED STORAGE; Proceedings of the 20th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials 11-15 June 2023; Juan-les-Pins, France.

[36] G. Jezdan, R. Schneider-Eickhoff, Dr. J. Becker; PREDICTION MODELS FOR THE LONG-TERM PERFORMANCE OF METAL SEALS IN DUAL-PURPOSE CASKS; Proceedings of the 21st International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2025; 27. July-1. August 2025; San Antonio, TX, USA.

[37] S. Tittelbach, J. Klingen, R. Schneider-Eickhoff, J. Becker, Zwischenbericht OBSERVE - Dosisleistungs- und Temperaturmessprogramm, Abschluss der ersten Projektphase, 2025.

[38] H. Akkurt, Spent Fuel Decay Heat Measurements at Clab: Description of Decay Heat Measurements from 2003 - 2021 Under EPRI-SKB Collaboration, EPRI Technical Report No. 3002026549, Oktober 2024.

[39] F. Boldt, P. Kaufholz, M. Segerberg, T. Neikes, P. Tejlund, M. Stuke; Introducing HEPHAESTUS: A Furnace for Dry Storage Testing of Spent, Nuclear Fuel at Studsvik's Hot Cells; Proceedings of TopFuel 2025 Conference, 5.-9. Oktober 2025, Nashville, TN, USA; 2025.

[40] V. Hannstein, M. Stuke; Computational Investigation of 2D Nuclide Concentrations at Burn-ups close to Peak Reactivity in the Context of the LAGER Project; Proceedings of Nuclear Criticality Safety Division 2025 Conference (NCSD 2025); September 14-18, 2025; Austin, TX, USA.

[41] S. Niedermeyer, P. Trtik, M. Stuke, R. Zubler, M.A. Pouchon, L.I. Duarte, J. Bertsch; Analysis of Axial Hydrogen Diffusion and Hydride Precipitation in Zirconium Alloy Nuclear Fuel Claddings; Proceeding of TopFuel 2025: Nuclear Reactor Fuel Performance Conference, October 5-9, 2025; Nashville, TN, USA.

[42] S. Agostinelli et al.: Geant4—a simulation toolkit, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, Volume 506, Issue 3, 2003, Pages 250-303, ISSN 0168-9002, Juli 2003.

[43] J. Niedermeier, J. Bae, M. Stuke; Threshold Analysis of Modelling and Measurement Accuracies in Muon Scattering Tomography; Proceedings 2025 ANS Annual Conference, June 15-18, 2025; Chicago, IL, USA.

[44] J. Niedermeier, M. Stuke; Impact of Modeling Assumptions on Muon Scattering Images of Loaded Dry Storage Casks; Nuclear Science and Engineering, 199(sup1), S697S709, 2024. www.doi.org/10.1080/00295639.2024.2340142.

[45] Berichte zu SPIZWURZ-GRS - RS1586A und SPIZWURZ - 1501609B unter www.grs-fbw.de/, aufgerufen am 19.06.2025.

[46] H. Akkurt, D. Richmond, M. Stuke; International Thermal Modeling Benchmark Project - Phase I Results; An Extended Storage Collaboration Program Activity; Technical Report 3002023976, EPRI, California, USA 2022, November 2022.

[47] H. Akkurt, M. Stuke; ESCP International Thermal Modeling Benchmark Project Results; Proceedings of the 21st International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2025; 27. July - 1. August 2025; San Antonio, TX, USA.

[48] Berichte zu DCS-Monitor II - 1501606B unter www.grs-fbw.de/, aufgerufen am 29.06.2025.

[49] MuTomCa - Muon Tomography for Shielded Casks, www.infn.it/en/tomografia-muonica-per-i-rifiuti-nucleari-il-progetto-mutomca-2/, aufgerufen am 29.06.2025.

[50] P. Andreetto, K. Aymanns, M. Balling, M. Benettoni, N. Bez, G. Bonomi, L. Castellani, P. Checchia, E. Conti, J. Dackner, F. Gonella, A. Jussofie, A. Lorenzon, F. Montecassiano, M. Mosconi, M. Murtezi, J. Niedermeier, I. Niemeyer, J. Pekkarinen, A. Rigoni, D. Scarpa, M. Stuke, M. Turcato, and G. Zumerle; Results on re-verification tests of spent fuel casks with muon tomography - MuTomCa Project; J. Appl. Phys. 138, 060701 (2025).

[51] Berichte und Zwischenstände zum Projekt MuTomCa unter www.ptka.kit.edu/ptka-alt/wte/287.php, aufgerufen am 04.07.2025.

Abkürzungsverzeichnis

Abkürzung	Erläuterung
ADR	Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße
AVR Jülich	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich
BAM	Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung
BAM-GGR	Gefahrgutregeln der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
BE	Brennelement
BGE	Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH
BZA	Brennelemente-Zwischenlager Ahaus
DDR	Deutsche Demokratische Republik
DIN	Deutsches Institut für Normung e. V.
DWR	Druckwasserreaktor
DWR-BE	Druckwasserreaktor-Brennelement
EPRI	Electric Power Research Institute
ESCP	Extended Storage Collaboration Program
ESK	Entsorgungskommission
ESTRAL	Ersatztransportbehälterlager
EURATOM	Europäische Atomgemeinschaft
EVU	Energieversorgungsunternehmen
EWN	Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH
FR-BE	Forschungsreaktor-Brennelement
Gew.-%	Gewichtsprozent (prozentualer Massenanteil im Stoffgemisch)
GGV-SEB	Gefahrgutverordnung Straße, Eisenbahn und Binnenschifffahrt
GNS	Gesellschaft für Nuklear-Service mbH
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
GWd/tSM	Gigawatttage je Tonne Schwermetall, das heißt je Tonne eingesetztem Schwermetall bzw. Kohlenstoff erzeugte Menge an Wärmeenergie - Maß für den Abbrand (Verbrauch) des Kernbrennstoffs während des Einsatzes im Reaktor
HAW	High Active Waste
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation
IAM	Institut für Angewandte Materialien - Werkstoffkunde
INE	Institut für Nukleare Entsorgung
ISO	International Organization for Standardization
JEN	Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH
K	Kelvin (absolute Temperatur, 273,15 K = 0 °C)
KIT	Karlsruher Institut für Technologie
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
KTE	Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe GmbH
kW	Kilowatt (Maßeinheit für die Wärmeleistung, 1 kW = 1.000 Watt)
LWR-BE	Leichtwasserreaktor-Brennelement (synonym für Leistungsreaktor-BE)
MPa	Megapascal, hier Maßeinheit für die mechanische Spannung
MW	Megawatt (Maßeinheit für die Wärmeleistung, 1 MW = 1.000 kW)
NEA	Nuclear Energy Agency
Orano NPS	Orano Nuclear Packages and Services
PSI	Paul Scherrer Institut

RID	Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter
SINQ	Schweizer Spallations-Neutronenquelle
SKB	Svensk Kärnbränslehantering AB
SLS	Synchrotron Lichtquelle Schweiz
SWR	Siedewasserreaktor
SWR-BE	Siedewasserreaktor-Brennelement
SZL	Standort-Zwischenlager
THTR	Thorium-Hochtemperaturreaktor
THTR-BE	Thorium-Hochtemperaturreaktor-Brennelement
TLB	Transport- und Lagerbehälter
TUM	Technische Universität München
UF & HLW	Used Fuel & High Level Waste
VDI	Verein Deutscher Ingenieure e. V.
WTI	Wissenschaftlich-Technische Ingenieurberatung GmbH
ZLN	Zwischenlager Nord
ZWILAG	Zwischenlager Würenlingen AG

Weitere Infos:

www.bgz.de/forschungsprogramm

www.bgz.de

DOI: 10.69152/BGZFORSCHUNGSPROGRAMM/2025



Anmeldung zum

BGZ-Newsletter:

www.bgz.de/newsletter

Ihre Fragen zum Forschungsprogramm können Sie in unserem Online-Forum stellen:

www.forum-zwischenlagerung.bgz.de/archiv

Hauptsitz Essen

BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH

Frohnhauser Straße 50

45127 Essen

Telefon +49 201 2796-0

E-Mail info@bgz.de

www.bgz.de



@die_bgz



@die.bgz



BGZ

Büro Berlin

BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH

Wilhelmstraße 118

10963 Berlin

Telefon +49 30 253592-100

E-Mail info@bgz.de

IMPRESSUM

Redaktion:

BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH

Grafik: navos - Public Dialogue Consultants GmbH

Fotos: BGZ/Christopher Mick

Inhaltlich verantwortlich:

Dr. Jörn Becker, Ralf Schneider-Eickhoff, Dr. Maik Stuke

Redaktionell verantwortlich:

Dr. Oliver Kann

V.i.S.d.P.: Burghard Rosen

Erscheinungsjahr: 2025