

**BGZ**

Gesellschaft  
für Zwischen-  
lagerung mbH

ZWISCHENLAGERUNG  
WEITERGEDACHT

Das Forschungs-  
programm der BGZ

# Inhaltsverzeichnis

<b>1. Forschung als Aufgabe der BGZ</b>	<b>4</b>
<b>2. Trockene Zwischenlagerung in Deutschland</b>	<b>6</b>
<b>3. Der Weg zum Forschungsprogramm</b>	<b>9</b>
<b>4. Kommunikation der Fortschritte und Ergebnisse</b>	<b>11</b>
<b>5. Nationale und internationale Zusammenarbeit</b>	<b>12</b>
<b>6. Betriebserfahrung und Alterungsmanagement</b>	<b>15</b>
<b>7. Genehmigungen, Zulassungen, Regelwerke</b>	<b>16</b>
<b>8. Forschungsbedarf im Bereich Behälter</b>	<b>18</b>
8.1 Behälterreview	18
8.2 Ableitung des Forschungsbedarfs	21
<b>9. Forschungsbedarf im Bereich Inventare</b>	<b>22</b>
9.1 LWR-Brennelemente	22
9.1.1 Inventarreview	22
9.1.2 Ableitung des Forschungsbedarfs	24
9.2 Brennelemente aus Forschungs-, Versuchs- und Testreaktoren	28
9.3 Verglaste Abfälle	29
<b>10. Forschungsbedarf im Bereich Zwischenlagergebäude</b>	<b>32</b>
<b>11. Forschungsaktivitäten</b>	<b>35</b>
11.1 Behälter	35
11.1.1 MStOR - Langzeitverhalten von Metaldichtungen	35
11.1.2 OBSERVE - Dosisleistungs- und Temperaturmessprogramm	38
11.1.3 DPOPT - Optimierung des Druckschalters	40
11.2 Inventare	42
11.2.1 SCIP IV - Studsvik Cladding Integrity Project	42
11.2.2 SpizWurZ - Spannungsinduzierte Wasserstoffumlagerung in Brennstabhüllrohren während der längerfristigen Zwischenlagerung	42
11.2.3 Thermal Modelling Benchmark	43
11.2.4 LEDA - Long-Term Experimental Dry Storage Analysis	45
11.2.5 DCS-Monitor II	46
11.2.6 Forschungsverbund Myonenradiografie	47

# Abkürzungsverzeichnis

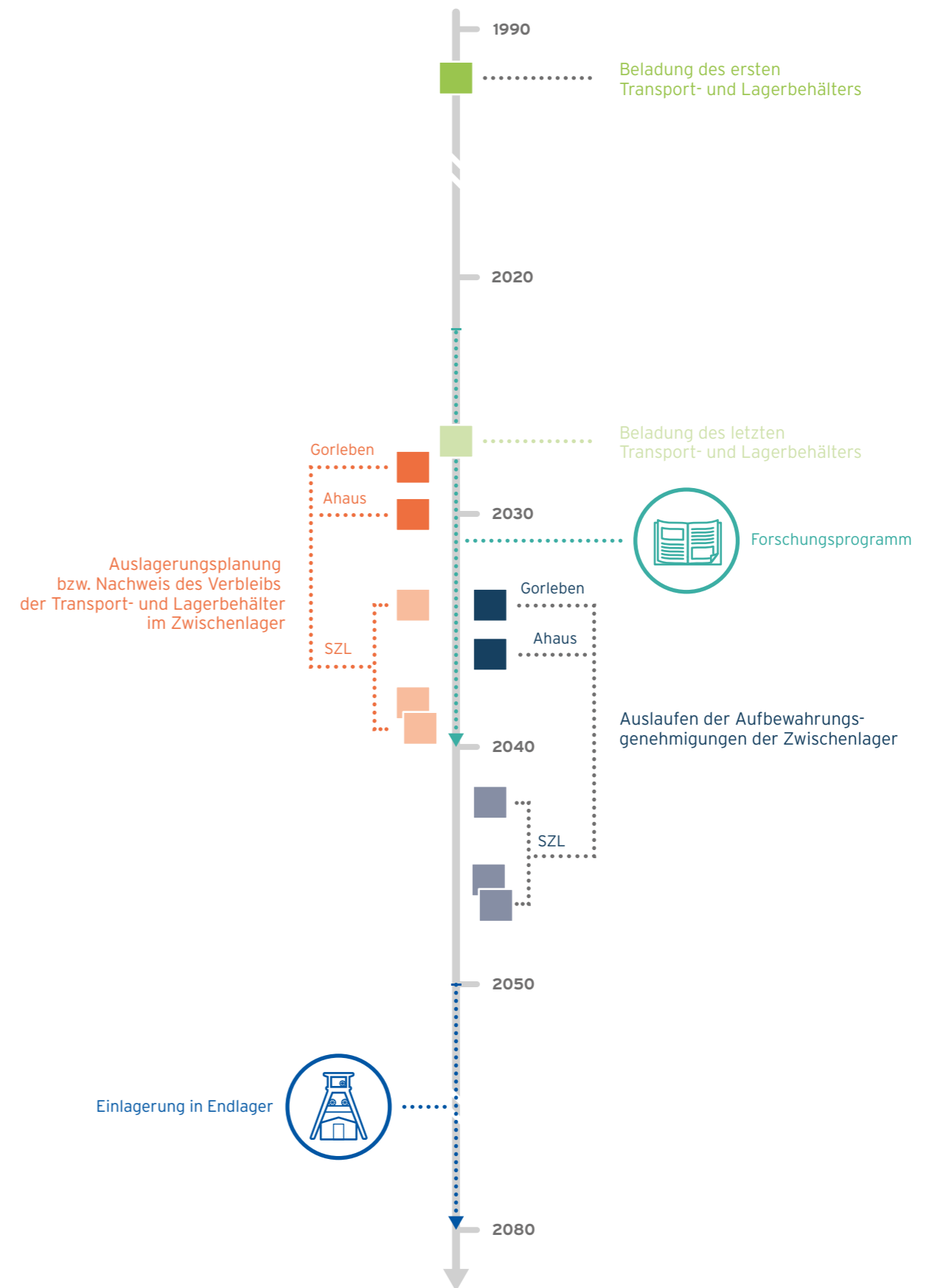
Abkürzung	Erläuterung
<b>a</b>	Jahr (Zeiteinheit)
<b>AVR</b>	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor Jülich (erster deutscher Hochtemperaturreaktor)
<b>AVR-BE</b>	AVR-Brennelement
<b>BZA</b>	Brennelemente-Zwischenlager Ahaus
<b>CEA</b>	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (Kommissariat für Atomenergie und alternative Energien) französisches Forschungszentrum für Kernenergie
<b>DWR</b>	Druckwasserreaktor
<b>DWR-BE</b>	DWR-Brennelement
<b>ESK</b>	Entsorgungskommission (Expertengremium, das das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) in Fragen der nuklearen Entsorgung berät)
<b>EWN</b>	EWN Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH
<b>FR</b>	Forschungsreaktor
<b>FR-BE</b>	Forschungsreaktor-BE
<b>Gew.-%</b>	Gewichtsprozent (prozentualer Massenanteil im Stoffgemisch)
<b>GNS</b>	GNS Gesellschaft für Nuklear Service mbH (deutscher Hersteller von TLB der CASTOR-Baureihe)
<b>GRS</b>	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH
<b>GWd/tSM</b>	Gigawatttage je Tonne Schwermetall, d.h. je Tonne eingesetztem Schwermetall (hier Uran und Plutonium) erzeugte Wärmeenergie. Maßeinheit für den Abbrand (Verbrauch) des im Brennelement befindlichen Kernbrennstoffs während seines Einsatzes im Reaktor
<b>HAW</b>	High Active Waste (hochradioaktiver Abfall)
<b>IAEO</b>	Internationale Atomenergie Organisation
<b>JEN</b>	JEN Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH
<b>K</b>	Kelvin (Maßeinheit für die absolute Temperatur, 273,15 K = 0 °C)
<b>kW</b>	Kilowatt (Maßeinheit für die Wärmeleistung, 1 kW = 1.000 Watt)
<b>LWR</b>	Leichtwasserreaktor
<b>LWR-BE</b>	LWR-Brennelement (synonym für Leistungsreaktor-BE)
<b>MPa</b>	Megapascal (hier Maßeinheit für die mechanische Spannung)
<b>MW</b>	Megawatt (Maßeinheit für die Wärmeleistung, 1 MW = 1.000 kW)
<b>NEA</b>	Nuclear Energy Agency, Institution innerhalb der OECD
<b>OECD</b>	Organisation for Economic Cooperation and Development (Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung)
<b>Orano NPS</b>	Orano Nuclear Packages and Services (französischer Hersteller von TLB der TN-Baureihe)
<b>SWR</b>	Siedewasserreaktor
<b>SWR-BE</b>	SWR-Brennelement
<b>SZL</b>	Standortzwischenlager (dezentrales Zwischenlager am Standort eines Kernkraftwerks)
<b>THTR</b>	Thorium-Hochtemperaturreaktor
<b>THTR-BE</b>	THTR-Brennelement
<b>TLB</b>	Transport und Lagerbehälter
<b>ZLN</b>	Zwischenlager Nord
<b>Pa · m<sup>3</sup></b>	Standard-Helium-Leckagerate, Maß für die pro Zeiteinheit austretende Stoffmenge an Helium (als Prüfgas), mit Pa - Pascal (Druckeinheit), m <sup>3</sup> - Kubikmeter (Volumeneinheit), s - Sekunde (Zeiteinheit)
<b>s</b>	

# 1. Forschung als Aufgabe der BGZ

Die Strategie für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und sonstiger Wärme entwickelnder Abfälle ist im Nationalen Entsorgungsprogramm der Bundesregierung festgelegt [1]. Der Auftrag der BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (BGZ) 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 Standortzwischenlager Biblis, Brokdorf, Grafenrheinfeld, Grohnde, Gundremmingen, Isar, Krümmel, Lingen, Neckarwestheim, Philippsburg und Unterweser<sup>1</sup>. In den Zwischenlagern werden die hochradioaktiven Abfälle bis zur Verbringung in ein Endlager aufbewahrt. Die Verfahrenszeiträume zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle sind durch das Standortauswahlge-

setz - StandAG [3] vorgegeben. Es ist davon auszugehen, dass die bisher unterstellten und genehmigten Zwischenlagerzeiträume von bis zu 40 Jahren den Zeitraum bis zur Inbetriebnahme eines Endlagers für bestrahlte Brennelemente und sonstige Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle und den für eine vollständige Räumung der Lager notwendigen Zeitraum nicht abdecken [1, 4]. Wie in Abbildung 1 dargestellt, enden die Befristungen<sup>2</sup> der bestehenden Aufbewahrungsgenehmigungen der Zwischenlager zwischen 2034 und 2047. Die BGZ als Betreiber und Genehmigungsinhaber ist verpflichtet, den Verbleib der Transport- und Lagerbehälter und die Einhaltung der Schutzziele für die verlängerte Zwischenlagerung nach Stand von Wissenschaft und Technik dauerhaft nachzuweisen.

Das hier entwickelte Forschungsprogramm zeigt den dazu notwendigen Forschungsbedarf auf und gibt einen Überblick über die Forschungsstrategie und -aktivitäten der BGZ. Das Forschungsprogramm wird laufend fortgeschrieben und aktualisiert und an den sich weiterentwickelnden Stand von Wissenschaft und Technik angepasst.



**Abbildung 1: Vereinfachte Darstellung des zeitlichen Ablaufs von der ersten Behälterbeladung bis zur Einlagerung in ein Endlager**

<sup>1</sup> Das Standortzwischenlager 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.

<sup>2</sup> Die in den Aufbewahrungsgenehmigungen festgelegte Frist für einen Zeitraum von 40 Jahren beginnt mit dem Verschließen des Behälters bei der Beladung. Für die ersten Transport- und Lagerbehälter läuft diese Frist bereits 2032 aus.

## 2. Trockene Zwischenlagerung in Deutschland

Brennelemente werden in Deutschland nach ihrem Reaktoreinsatz und einer anschließenden Abklinglagerung in den Reaktorlagerbecken, verpackt in Transport- und Lagerbehältern (TLB), 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. Hier wird der BGZ das Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle erst übertragen werden, sobald 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 um das sogenannte Transportbehälterlager des Zwischenlagers Nord (ZLN) der EWN Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH, in dem Kernbrennstoff und kernbrennstoffhaltige Abfälle aus dem Betrieb von den Kernkraftwerken der ehemaligen DDR sowie aus kerntechnischen Einrichtungen des Bundes zwischengelagert werden. Die ebenfalls zur EWN-Gruppe gehörende Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH betreibt in Jülich das sogenannte AVR-Behälterlager für die Zwischenlagerung der Brennelement-Kugeln aus dem Versuchsreaktor AVR Jülich.

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® Ila 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 einer Neuausrichtung der Energiepolitik der Bundesregierung 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 gesetzlich geregelt, 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 Standortzwischenlagern (in den Jahren 2002, 2006 und 2007) kontinuierlich zu. Mit dem beschlossenen schrittweisen Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung bis Ende 2022 werden die letzten Beladungen mit LWR-BE für 2027 erwartet.

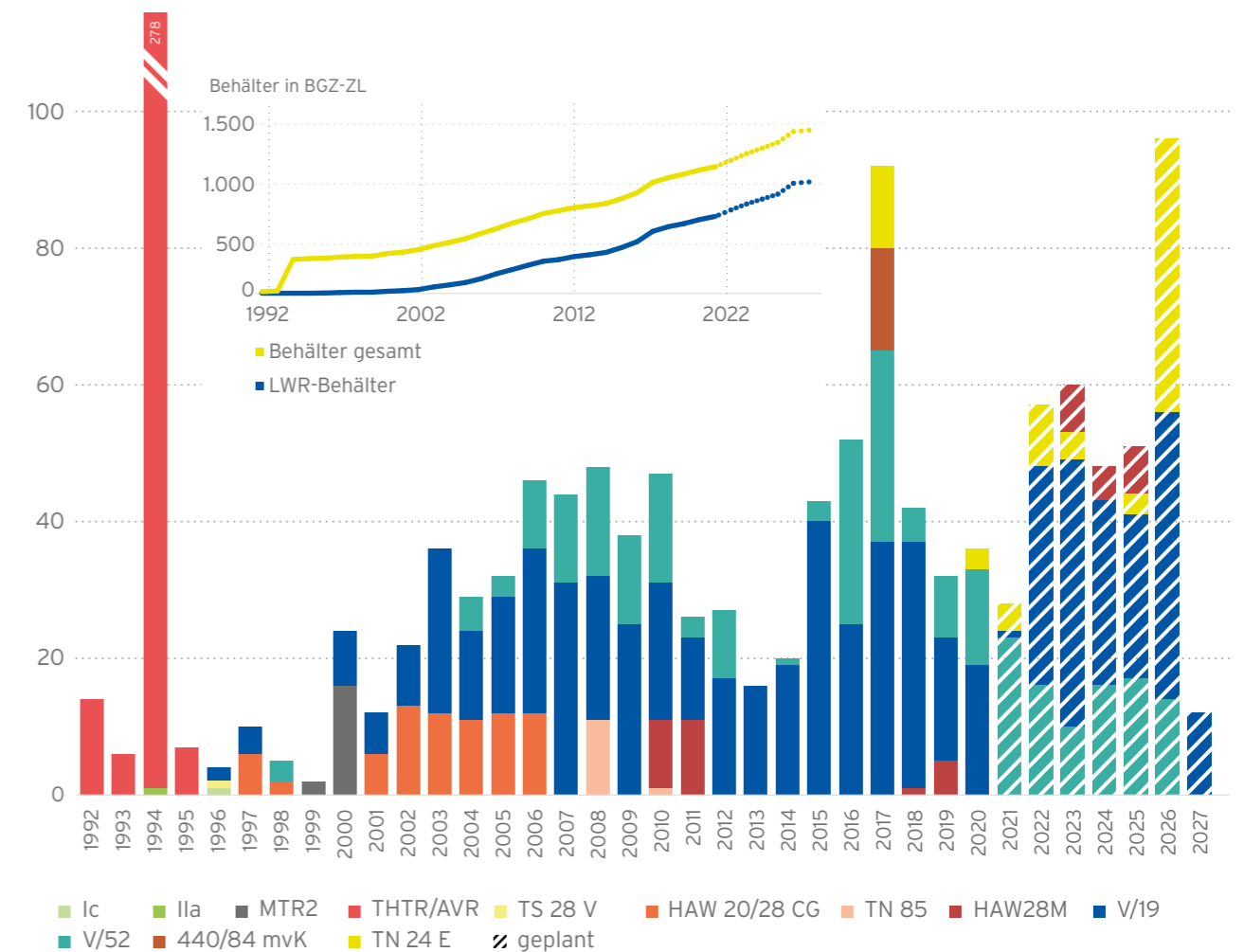


Abbildung 2: Zeitliche Entwicklung der Behälterbeladungen nach Bauarten (Ohne CASTOR® MTR3 und CASTOR® THTR/AVR mit AVR-BE)

Stand: Ende 2020

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, Isar, Brokdorf und Philippsburg für die Aufnahme der noch ausstehenden Wiederaufarbeitungsabfälle aus-

gewählt. Die Einlagerung von sechs Behältern mit HAW-Glaskokillen im Zwischenlager Biblis ist bereits 2020 erfolgt. Nach aktuellem Stand ist geplant, die Rückführung aller HAW-Glaskokillen aus der Wiederaufarbeitung ebenso wie die letzte Einlagerung von LWR-Brennelementen bis 2027 abzuschließen. Voraussichtlich wird die BGZ damit ab dem Jahr 2027 fast 1.500 Transport- und Lagerbehälter in den Zwischenlagern aufbewahren.

Über das Jahr 2027 hinaus sind nur noch Einlagerungen von Behältern der Bauart CASTOR® MTR3 absehbar, die bestrahlte Brennelemente aus deutschen Forschungsreaktoren aufnehmen - ähnlich wie die Vorgängerbauart CASTOR® MTR2, von der bereits 18 Behälter im Brennelemente-Zwischenlager Ahaus (BZA) mit Brennelementen aus dem Rossendorfer Forschungsreaktor aufbewahrt werden.



Standort



Lagerkonzept

BGZ-Zwischenlager													
Ahaus	Gorleben	Bibilis	Brokdorf	Brunsbüttel*	Grafenrheinfeld	Grohnde	Gundremmingen	Isar	Krümmel	Lingen	Neckarwestheim	Philippsburg	Untermeyer
zentrale Zwischenlager	dezentrale Standortzwischenlager												
	WTI	Steag	Steag	WTI	Steag	WTI	WTI	Steag	Steag	Tunnel	WTI	Steag	

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)								(X)				(X)
	MTR2	FR-BE	•															
	MTR3	FR-BE	(X)															
	THTR/AVR	THTR-BE	•															
AVR-BE		(•)																
TN®-Behälter	TN® 24 E	DWR-BE												•			•	
	TN® 85	HAW		•														
	TS 28 V	HAW		•														

\* Januar 2019 Beitritt der BGZ zum Neugenehmigungsverfahren

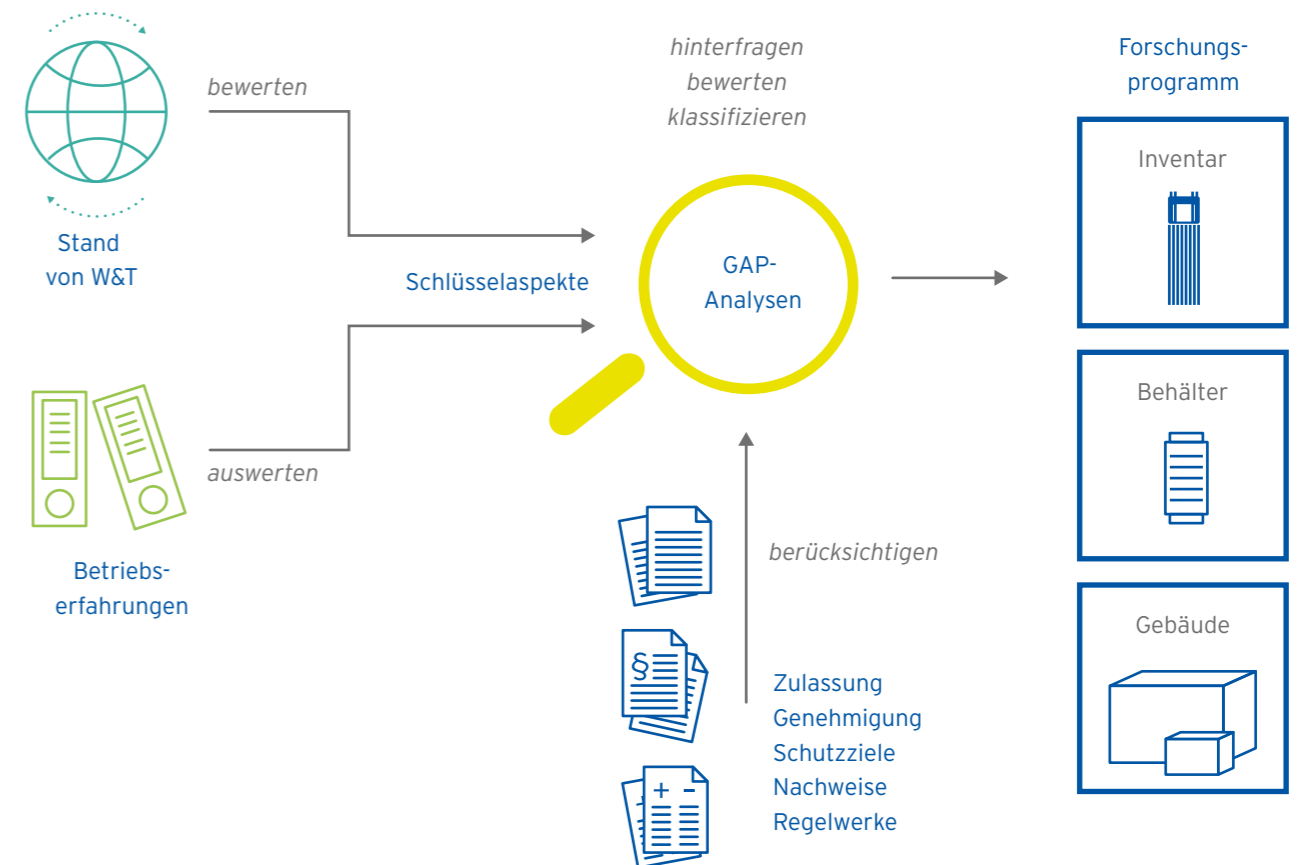
- Behälterbauart und Inventar in BGZ-Zwischenlager aufbewahrt
- (•) Aufbewahrungsgenehmigung 2016 erteilt. Die tatsächliche Entscheidung über den weiteren Verbleib der AVR-Brennelemente trifft deren Eigentümerin, die JEN
- (X) Beantragte Aufbewahrung der Behälterbauart und des Inventars

**Tabelle 1: Übersicht der in BGZ-Zwischenlagern befindlichen und beantragten Behälterbauarten und Inventare**  
Stand: April 2022

# 3. Der Weg zum Forschungsprogramm

Bei der Entwicklung des Forschungsprogramms wird ein gesamtheitlicher, schutzzielorientierter Ansatz verfolgt. Dabei wurden die Sicherheitsnachweise, die den Aufbewahrungsgenehmigungen und verkehrsrechtlichen Zulassungen zugrunde liegen, systematisch und kritisch im Hinblick auf die verlängerte Zwischenlagerung hinterfragt. Ebenso sind eigene Betriebserfahrungen zu den Lagergebäuden, Behältern und Inventaren eingeflossen. 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 3), aus denen sich

der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik ableiten lässt. Maßgeblich für die Einordnung und Bewertung eines Forschungsbedarfes 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 miteinzubeziehen. Das Ziel ist es, 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 3: Vorgehen bei der Erstellung des Forschungsprogramms**

## 4. Kommunikation der Fortschritte und Ergebnisse

Die Kommunikation des Fortschritts sowie der Teil- und Endergebnisse des im Folgenden vorgestellten Forschungsprogramms erfolgt auf mehreren Ebenen durch verschiedene Akteure und mit Inhalten, die auf die jeweilige Zielgruppe angepasst sind. Sie wird sowohl durch die Wissenschaftler\*innen individuell als auch von den Fachabteilungen und der Presse- und Öffentlichkeitsarbeit geführt und findet zum Beispiel auf den Ebenen der allgemeinen Öffentlichkeit, der Fachöffentlichkeit und der wissenschaftlichen Gemeinschaft statt.

In der bereits etablierten Veranstaltungsreihe „Forum Zwischenlagerung“ beantwortet und diskutiert die BGZ wesentliche Fragen der sicheren Zwischenlagerung mit Vertreter\*innen von Bürgerinitiativen, Behörden und wissenschaftlichen Institutionen sowie interessierten Bürger\*innen. Neben den verschiedenen Themen rund um die sichere Aufbewahrung radioaktiver Abfälle stehen auch immer wieder Fragen zur aktuellen Forschung im Fokus des Dialoges und der Diskussion. Die Internetplattform des Forums Zwischenlagerung [6] bietet darüber hinaus die Möglichkeit zum Austausch über die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle. Es können dort konkrete Fragen zu den Themenforen an die BGZ gerichtet werden, die dann zeitnah bearbeitet werden. Alle Fragen und die zugehörigen Antworten werden im Fragenforum [7] veröffentlicht.

Der Fachöffentlichkeit werden in der zweijährlich stattfindenden Veranstaltung „Fachworkshop Zwischenlagerung“ das Forschungsprogramm sowie Fortschritte und Ergebnisse aus den einzelnen Vorhaben des Programms vorgestellt und mit den Teilnehmer\*innen diskutiert. Die Teilnehmer\*innen des Workshops kommen zum Großteil aus Universitäten, Forschungseinrichtungen, Behörden und relevanten Gremien sowie der Industrie aus Deutschland und der Schweiz.

Auf der wissenschaftlichen Ebene findet 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 diskutiert. Ebenso werden das Forschungsprogramm und ausgewählte Ergebnisse in Tagungsbänden und den einschlägigen wissenschaftlichen Fachjournals mit Peer-Review-Prozess veröffentlicht. Dabei wird, wenn möglich, der anschließende freie Zugang der Öffentlichkeit zu den Veröffentlichungen (sogenannter Open Access) gewählt.



# 5. Nationale und internationale Zusammenarbeit

Zur Bearbeitung der in diesem Bericht vorgestellten Forschungsaufgaben betreibt die BGZ einen weitreichenden fachlichen Austausch auf nationaler und internationaler Ebene. Im Rahmen von konkreten Forschungsvorhaben finden Zusammenarbeiten mit Partnern aus der Behälter- und Brennelementherstellung sowie aus Forschungsinstituten, Universitäten und weiteren relevanten Unternehmen statt. Die BGZ ist bestrebt, alle wichtigen und relevanten Partner aus dem Bereich der nuklearen Entsorgung in ihre Forschung transparent miteinzubeziehen. Die projektbezogenen Zusammenarbeiten 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 gesondert 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 Mitte/Ende der 2020er-Jahre durch das Ersatztransportbehälterlager ESTRAL ersetzt werden soll. Außerdem betreibt das mit der EWN verbundene, 100-prozentige Tochterunternehmen Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH (JEN) das AVR-Behälterlager in Jülich.

Zudem hat das ebenfalls mit der EWN verbundene, 100-prozentige Tochterunternehmen Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe GmbH (KTE) Kernbrennstoffe in Form von verglasten radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente im ZLN eingelagert. Durch die in diesem Zusammenhang gleichgerichteten Interessen und Aufgabenschwerpunkte findet ein regelmäßiger gegenseitiger Austausch statt. Ebenso ist angedacht, Forschungsvorhaben in Kooperation mit der EWN-Gruppe durchzuführen (siehe Kapitel 11.1).

## **Mitarbeit in DIN-Normenausschüssen**

Die BGZ stellt ein festes Mitglied im Arbeitsausschuss NA 062-07-54 AA „Kritikalitätssicherheit und Zerfallsleistung“ des DIN-Normenausschusses Materialprüfung (NMP). In dem Arbeitsausschuss werden die relevanten Normen erstellt und gepflegt sowie wichtige Diskussionen zu Themen der Kritikalitätssicherheit und Zerfallsleistung bestrahlter Kernbrennstoffe geführt. Weitere Arbeiten in DIN-Normenausschüssen sind geplant.

## **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 (Orano 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.

## **Partnerschaften mit schweizerischen Institutionen**

Die ZWILAG Zwischenlager Würenlingen AG und die BGZ betreiben bereits seit Jahren einen regelmäßigen gegenseitigen Austausch. Im Hinblick auf die verlängerte Zwischenlagerung, die gleichgerichteten Interessen und Aufgabenschwerpunkte ist angedacht, zukünftig den gegenseitigen Austausch auf die schweizerischen Kernkraftwerk-Betreiber-Gesellschaften BKW Energie AG, Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG, Kernkraftwerk Leibstadt AG und Axpo Power AG auszuweiten.

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).

## **Extended Storage Collaboration Program**

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, die sich aus circa 1.000 Organisationen aus 40 Ländern weltweit zusammensetzen. 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 Teilnehmer\*innen aus 19 Ländern teil und an den halbjährlichen Treffen jeweils mehr als 150 Teilnehmer\*innen.

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 um die Bestimmung und Quantifizierung von Unsicherheiten in den Vorhersagemodellen (siehe auch Kapitel 11.2.3).

## **Nuclear Energy Agency**

Die Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation for Economic Co-operation 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 [8] 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) [9] 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.

## **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.

Das international geforderte Sicherheitsniveau wird von der IAEO erarbeitet und in den Safety Standards [10] definiert. Diese umfassen alle Themenbereiche der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports nuklearer Güter und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Die Commission on Safety Standards leitet die ständige Weiterentwicklung der Fachkomitees, bestehend aus Expert\*innen der Mitgliedsstaaten. Die BGZ ist hier im Transport Safety Standards Committee (TRANSSC, Transporte nuklearer Güter) vertreten. Zudem wirkt die BGZ in Coordinated Research Projects (CRP) und Technical Meetings (TM) der IAEO mit.

## 6. Betriebserfahrung und Alterungsmanagement

Aus der bisherigen und zukünftigen Betriebserfahrung und den Erkenntnissen aus dem Alterungsmanagement von insgesamt 14 Zwischenlagern lassen sich wichtige Erkenntnisse für die Neugenehmigungen für die verlängerte Zwischenlagerung gewinnen. Zusätzlich zur Auswertung der eigenen Betriebserfahrungen findet ein regelmäßiger Austausch mit der EWN Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH statt. Auf internationaler Ebene findet

ebenfalls ein regelmäßiger Austausch mit dem Betreiber des schweizerischen Zwischenlagers ZWILAG Zwischenlager Würenlingen AG und zukünftig den schweizerischen Kernkraftwerk-Betreibergesellschaften BKW Energie AG, Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG, Kernkraftwerk Leibstadt AG und Axpo Power AG zu den jeweiligen Betriebserfahrungen statt.





# 7. Genehmigungen, Zulassungen, Regelwerke

Alle von der BGZ betriebenen Brennelemente-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 neben dem Atomgesetz unter anderem das Strahlenschutzgesetz [11] und die Strahlenschutzverordnung [12] sowie die Leitlinien zur trockenen Zwischenlagerung der Entsorgungskommission (ESK) [13]. Für die verlängerte Zwischenlagerung liegt bisher nur ein Diskussionspapier der ESK vor [14].

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. Zur Gewährleistung der Abtransportierbarkeit der eingelagerten Behälter ist beabsichtigt, die verkehrsrechtlichen Zulassungen dauerhaft aufrechtzuerhalten. Grundlage der verkehrsrechtlichen Zulassungen sind die entsprechenden internationalen Regelwerke der IAEA [15] sowie deren Überführungen in europäische beziehungsweise nationale Regelwerke wie das Europäische Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR [16]), die Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter (RID [17]), das Europäische Übereinkommen über die internationale Beförderung von gefährlichen Gütern auf Binnenwasserstraßen (ADN [18]) oder die Gefahrgutverordnung Straße, Eisenbahn und Binnenschifffahrt (GGVSEB [19]).

Weiterhin gibt es ein untergeordnetes Regelwerk, das teilweise in beiden Rechtsgebieten Anwendung findet, wie beispielsweise die Regelwerke des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) [20], die Gefahrgutregeln der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM-GGR) [21] 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 Behälterreview

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)F-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. 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, wodurch 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 4).



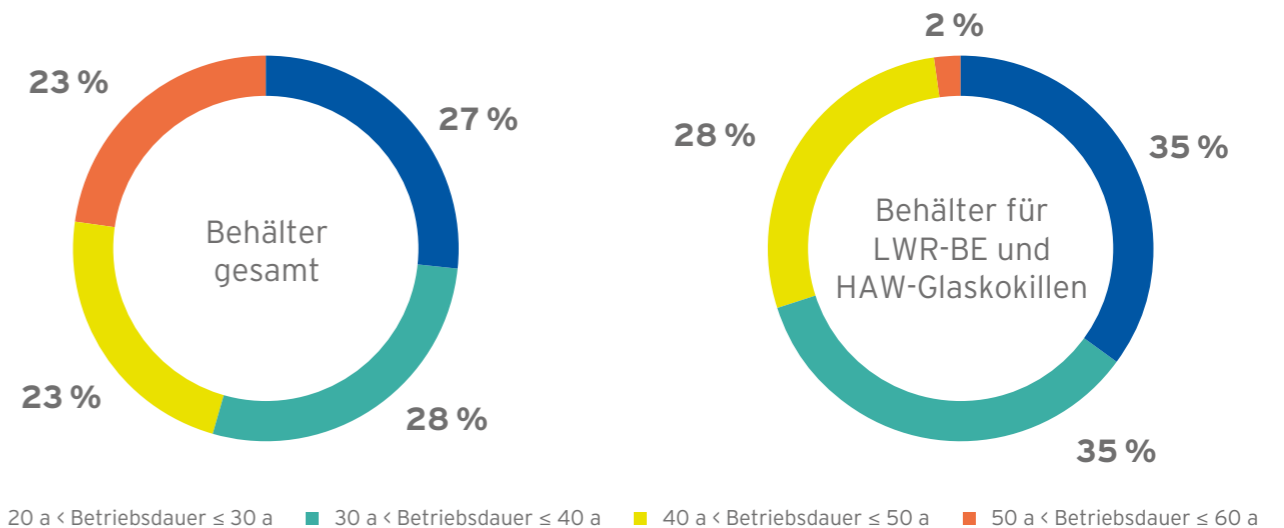
**Abbildung 4: CASTOR®-Behälter in Lagerkonfiguration (Beispiel CASTOR® V/19)**

Die Behälter zeichnen sich durch einen metallischen Behälterkörper aus, dessen Wanddicke primär aus den Abschirmanforderungen resultiert. Entsprechend den Empfehlungen der Entsorgungskommission (ESK) [22] sind die Behälter in ihrer Lagerkonfiguration mit einem überwachten Doppeldeckel-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 im statischen Betrieb ohne Neueinlagerungen. Somit können der zeitliche Verlauf der Wärmeleistungen seit Beladung und die erreichte Betriebsdauer für jeden einzelnen Behälter nachvollzogen werden.

Aus der oben genannten Entsorgungs- und Beladestrategie ergibt sich für das Jahr 2050, für das die Inbetriebnahme



**Abbildung 5: Betriebsjahre der eingelagerten Behälter ab Beladedatum im Jahr 2050**

Im Hinblick auf die tatsächlichen Beladungen und die damit verbundene Wärmeleistung lässt sich das Bild erweitern. Bei Behältern mit LWR-Brennelementen lag die thermische Leistung zum Beladezeitpunkt im Mittel bei circa 20 kW, wobei sie tendenziell bei den ersten Beladungen geringer ausfiel. Vor 2006 wurde 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. Man erkennt, dass die Beladungen in den ersten Jahren

des Endlagers geplant ist, folgendes Bild (siehe Abbildung 5): Weniger als 50 Prozent der eingelagerten Behälter werden zu diesem Zeitpunkt den bisher betrachteten und genehmigten Lagerzeitraum von 40 Jahren überschritten haben. Die ältesten Behälter werden eine Betriebszeit von 58 Jahren aufweisen. Dabei ist aber zu berücksichtigen, dass ein Großteil der älteren Behälterbauarten mit Brennelementen aus Forschungs- und Prototypreaktoren und damit ohne nennenswerte thermische Leistung beladen worden ist und somit die thermisch getriebenen Alterungseffekte hier weniger zur Geltung kommen. Betrachtet man nur Behälter mit nennenswerter thermischer Leistung zum Beladezeitpunkt, erreichen bis 2050 sogar weniger als 30 Prozent eine Betriebszeit von mehr als 40 Jahren und nur 2 Prozent eine Betriebszeit von mehr als 50 Jahren.

tendenziell mit geringeren Wärmeleistungen erfolgt sind, sodass insbesondere ältere Behälter von vornherein geringeren Temperaturen ausgesetzt gewesen sind 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 und bisher sind nur 7 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 Dosisleitungs-Minimierungskonzept so zusammengestellt, dass ein möglichst großer Abstand zur Grenzwertausschöpfung eingehalten wird.

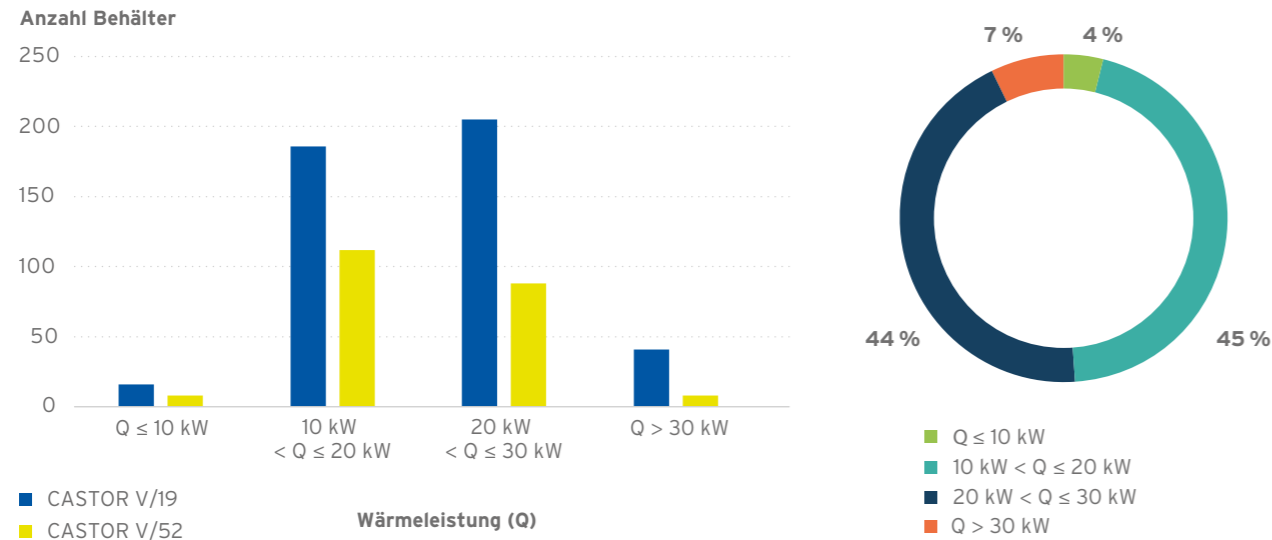


Abbildung 6: Verteilung der Wärmeleistung bei Beladung von CASTOR®-V-Behältern (LWR-BE), Stand Ende 2020

Die Beladung von Behältern für HAW-Glaskokillen erfolgte hingegen in einem deutlich engeren Wärmeleistungsbereich. 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. Dementsprechend sind die HAW-Behälter hinsichtlich ihrer genehmigten Wärmeleistung im Mittel zu circa 80 Prozent ausgelastet, wobei nur 10 Prozent der Beladungen Wärmeleistungen zwischen 45 und 50 kW erreichen (siehe Abbildung 7).

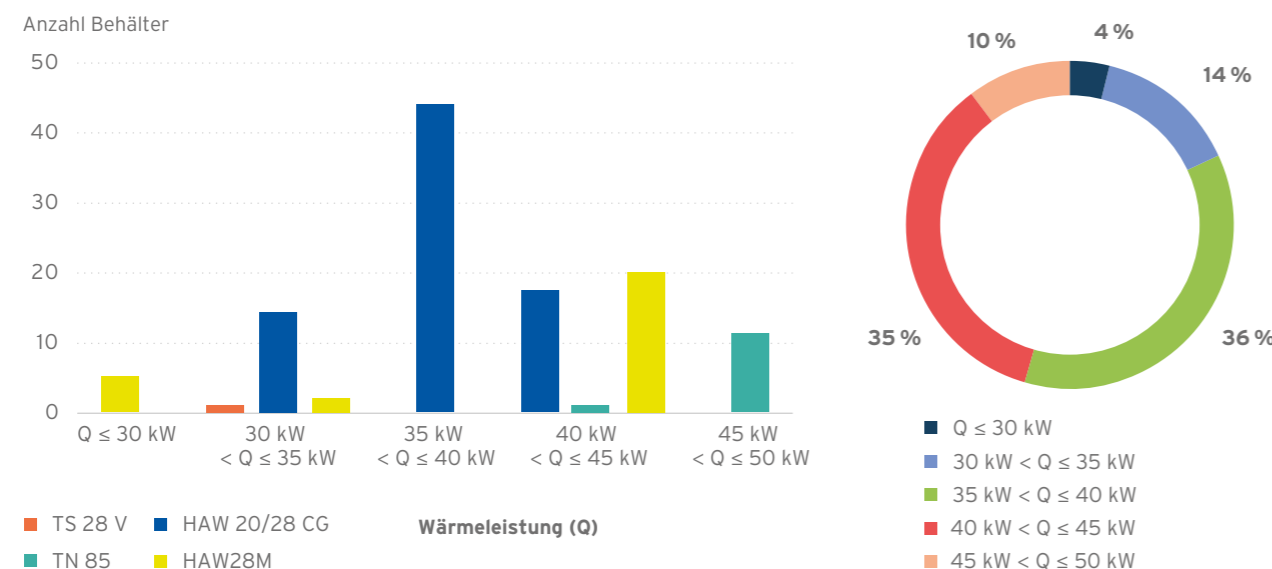


Abbildung 7: Verteilung der Wärmeleistung bei Beladung von Behältern für HAW-Glaskokillen, Stand Ende 2020

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 insbe-

sondere 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.

### 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 Nachzerfallwärmeleistung 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 Eigenschaftsveränderungen der verwendeten Strukturmaterialien sind die über die Lagerdauer deponierten Gamma-Energien und Neutronen-Fluenzen um Größenordnungen zu gering, um zu relevanten Eigenschaftsänderungen zu führen. Eine Verlängerung der Aufbewahrungsdauer lässt hier keine Veränderung in der Sicherheitsbewertung erwarten. Der Verbrauch von Neutronenabsorbemern 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 inertierten Atmosphäre und der Werkstoffpaarungen überhaupt auftreten konnten - im Laufe der Lagerung frühzeitig gänzlich zum Erliegen. Die äußeren Behälterbereiche werden zudem im Rahmen des Alterungsmanagements überprüft. Sollten Befunde auftreten, sind diese durch Wartungsmaßnahmen jederzeit behebbar. Dementsprechend wird für diese Alterungsmechanismen kein Forschungsbedarf abgeleitet.

Anders verhält es sich bei den Metaldichtungen und den Deckelschrauben als die zentralen Behälterkomponenten zur Gewährleistung des Schutzziels des sicheren Einschlusses der radioaktiven Stoffe. Beide Komponenten unterliegen Relaxationsprozessen, die zur Verringerung des Rückstellvermögens der Metaldichtung beziehungsweise potenziell zur Abnahme der Schraubenvorspannung führen. Zusätzliche Untersuchungen zum Langzeitdichtungsverhalten werden als wichtig eingeschätzt und sind damit ein Baustein für das Forschungsprogramm (siehe Kapitel 11.1.1). 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 Zersetzungsvorgänge 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 wird mit dem Dosisleistungs- und Temperaturmessprogramm (siehe Kapitel 11.1.2) explizit auf die integrale Bewertung der Abschirmeigenschaften abgezielt.

Zusätzlicher Handlungsbedarf leitet sich aus dem Alterungsmanagement und der Betriebserfahrung der BGZ bezüglich der Druckschalter ab. Trotz der bisher äußerst geringen Ausfallrate wird aufgrund einer gewissen Häufung von Defekten an den Kontaktdurchführungen des Druckschalters eine Optimierung dieser Komponente vorangetrieben. Auch wenn auf Basis der aktuellen Erkenntnisse die weitere Nutzbarkeit der verbauten Druckschalter während der verlängerten Zwischenlagerung nicht infrage gestellt ist, läuft derzeit ein Erprobungsprogramm (siehe Kapitel 11.1.3, DPOPT) mit dem Ziel, zukünftige Druckschalter in einer weiter verbesserten Ausführung zu genehmigen und zu verwenden.

# 9. Forschungsbedarf im Bereich Inventare

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

## 9.1 LWR-Brennelemente

### 9.1.1 Inventarreview

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 8 x 8 bis 18 x 18. Je nach Reaktor und Brennelementhersteller beinhaltet das Design der Brennelemente Stäbe, die nur auf einer bestimmten Länge Brennstoff enthalten (sogenannte teillange Brennstäbe), und brennstoff-

freie Stäbe. Die LWR-Brennelemente lassen sich zudem in verschiedene 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 4,9 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.

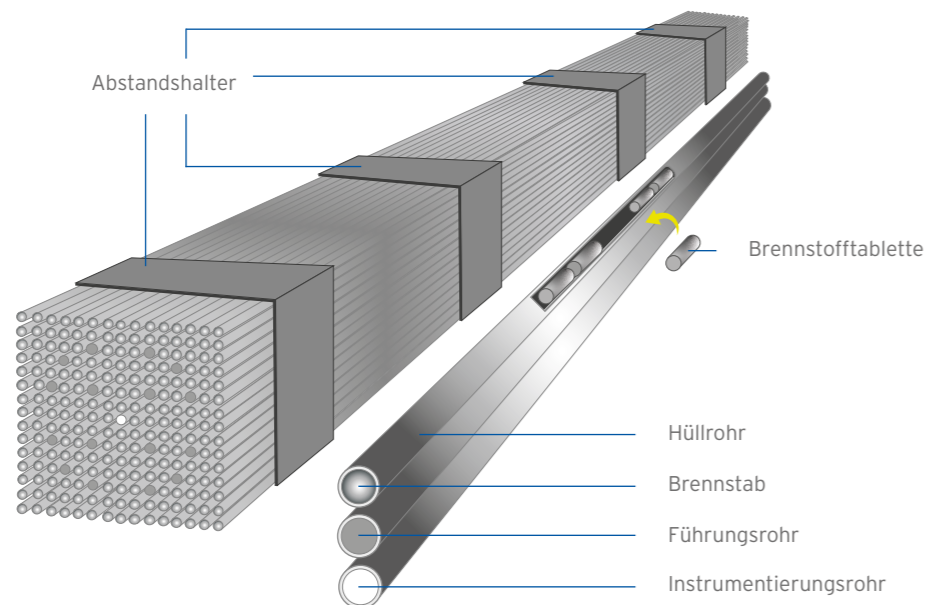


Abbildung 8: Schematische Darstellung eines DWR-Brennelements

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 wie auch die Inventare bekannt. Aktuell befinden sich rund 19.000 LWR-Brennelemente in den von der BGZ betriebenen Zwischenlagern. Aus der oben genannten Entsorgungs- und Beladestrategie ergibt sich, dass 2027 voraussichtlich die letzten Beladungen mit LWR-Brennelementen, die sich noch in den laufenden Reaktoren und den Abklingbecken befinden, abgeschlossen werden. Das heißt, dass sich aktuell noch circa 35 Prozent

der gesamten zu entsorgenden LWR-Brennelemente in den Abklingbecken beziehungsweise Reaktorkernen der Kernkraftwerke befinden. Die BGZ erwartet nach Abschluss der Einlagerung eine Gesamtmenge von rund 29.000 bestrahlten Brennelementen aus Leistungsreaktoren, die sich dann in mehr als 1.000 Behältern befinden.

Von den voraussichtlich bis 2027 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<sup>3</sup>. 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 2027 eingelagerten Brennelemente auch die jeweilige Verteilung über die Abbrände im schattierten Innenkreis dargestellt.

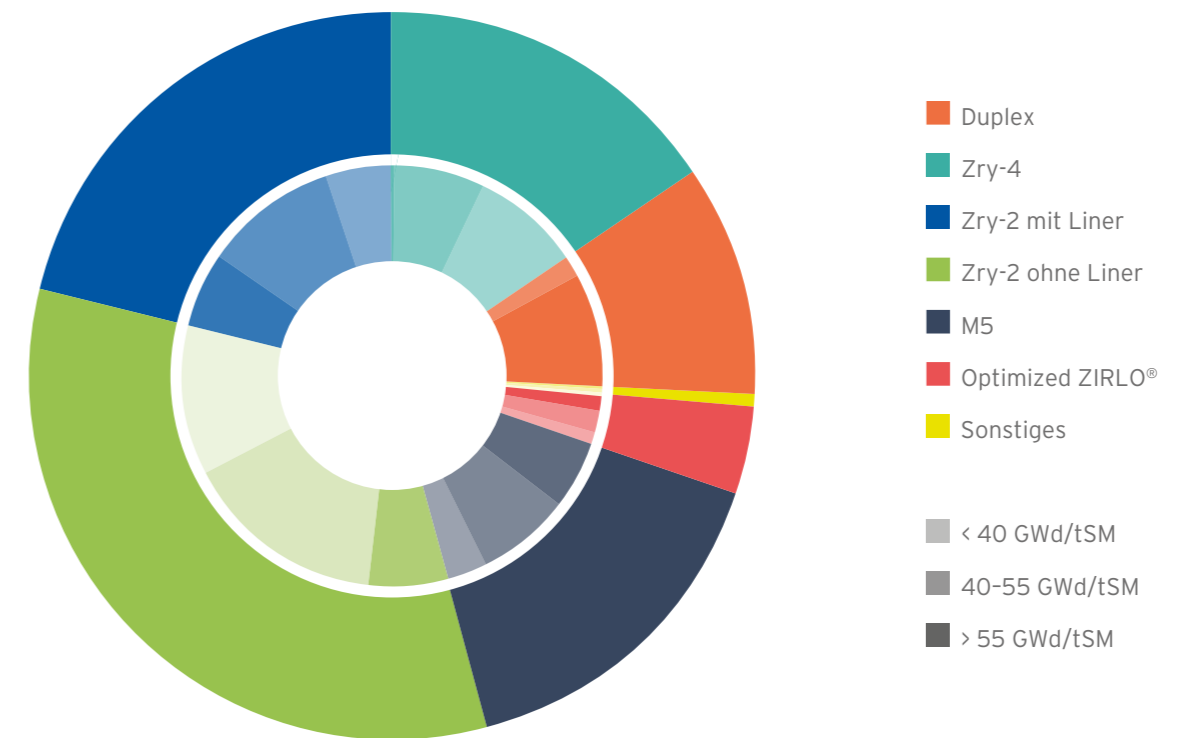


Abbildung 9: Verteilung der Hüllrohrmaterialien mit zugehörigem Abbrand für das gesamte bis voraussichtlich 2027 eingelagerte Inventar

<sup>3</sup> Da sich noch einige Brennelemente in den Reaktorkernen der noch laufenden Reaktoren befinden, können sich die Verhältnisse noch geringfügig ändern.

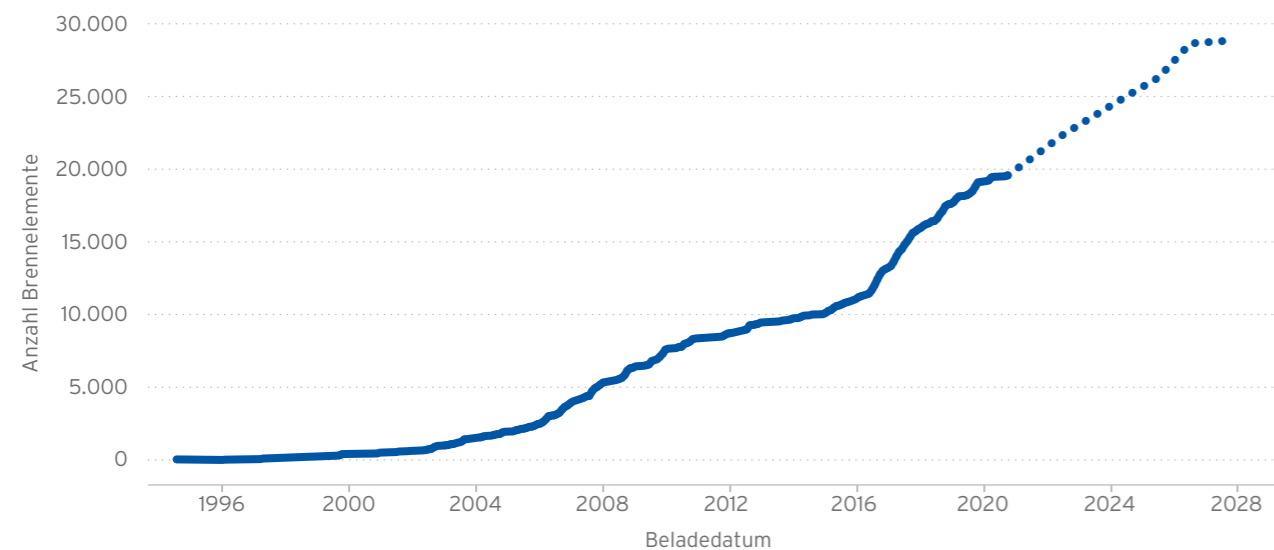
Die unterschiedlichen Farben repräsentieren die verschiedenen Hüllrohrmaterialien und die Kreissegmente deren relative Häufigkeit. Die Schattierungen im Innenkreis zeigen drei Abbrandklassen bis 40 (hellste Schattierung), zwischen 40 und 55 (leichte Schattierung) und größer 55 Gwd/tSM (Volltonfarbe).

Die Genehmigungen, deren Befristung zuerst endet, sind die der zentralen Zwischenlager in Gorleben und Ahaus. Es sind auch diese Inventare, die im Jahr 2050 länger als 40 Jahre trocken zwischengelagert wären. Im Folgenden werden die dort gelagerten Inventare genauer beschrieben: 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  $UO_2$ -SWR-Brennelementen, einen CASTOR® IIa mit  $UO_2$ -DWR-Brennelementen sowie drei CASTOR® V/19 mit  $UO_2$ -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. Die Hüllrohrmaterialien sind Zry-4 für die DWR-Brennelemente und Zry-2 für die SWR-Brennelemente.

Im Brennelementzwischenlager Ahaus stehen insgesamt sechs 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.



**Abbildung 10: Anzahl der aktuell eingelagerten und noch erwarteten LWR-Brennelemente der Leistungsreaktoren in den von der BGZ betriebenen Zwischenlagern**

### 9.1.2 Ableitung des Forschungsbedarfs

Die Strategie der BGZ hinsichtlich der notwendigen 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 [23, 24] und internationalen Studien und Veröffentlichungen [25, 26,

27] sowie mit den durch die BGZ bei Brennelement- und Behälterherstellern beauftragten 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 realistischeren 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 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, wie zum Beispiel:

- **Wasserstoffmigration und -umverteilung:** Der während der Bestrahlung aufgenommene Wasserstoff reichert sich während der Lagerung lokal an mit der Folge des Duktilitätsverlustes.
- **Hydridreorientierung:** Der während des Trocknungsprozesses gelöste Wasserstoff scheidet sich zunehmend in radial orientierten Hydridplättchen aus mit der Folge des Duktilitätsverlustes.
- **Delayed Hydride Cracking:** Wasserstoff lagert sich an einer existierenden Risspitze ab, erhöht dort lokal das Volumen durch Hydridbildung und befördert dadurch weiteres Risswachstum mit der Folge des möglichen Integritätsverlustes.
- **Spannungsrissskorrosion** mit der Folge des Integritätsverlustes

Diese Effekte sind wie oben bereits erwähnt abhängig vom Hüllrohrmaterial sowie der individuellen Bestrahlungshistorie und der thermischen Entwicklung.

Für die Nachweisführung bezüglich 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 [28, 29]. 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 Ein-

zeleffekten 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 60, 70 Jahre in der trockenen Zwischenlagerung 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, zum Beispiel an einzelnen experimentellen Stabuntersuchungen.

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 Hüllrohrverhaltens 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 [30]. 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 1 dargestellt, sind die ersten auslaufenden Genehmigungen jene für die zentralen Zwischenlager in Ahaus und Gorleben. Forschung und Entwicklung zur Sicherstellung des Nachweises der Hüllrohrintegrität hat 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. Im Jahr 2050 wären diese Brennelemente länger als 40 Jahre in der trockenen Zwischenlagerung. Die Brennelemente sind in ihren Eigenschaften wie Hüllrohrmaterial und Bestrahlungshistorie ähnlich zu den im CASTOR® V/21 PWR Spent Fuel Storage Cask Performance Test [31] 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 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 [32], in dem 32 Brennelemente aus Leistungsreaktoren der USA in einen TN®-32-Behälter verpackt wurden. In 2027 sollen die Brennelemente nach dann zehnjähriger Lagerzeit aus dem Behälter entnommen und 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 <sup>235</sup>U. 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 IV oder auch Untersuchungen der Brennelementhersteller wie zum Beispiel Westinghouse [29] zurückgegriffen werden. Die Auswertung der Daten und deren Übertragung auf die konkret eingelagerten Inventare haben für die BGZ höchste Priorität.

Der geringste 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 UO<sub>2</sub>- und MOX-Brennstoffe sind außer in der Schweiz international nicht vorgesehen. Entsprechend kann bei der verlängerten Zwischenlagerung für diese hohen Abbrände und insbesondere auch

für MOX-Brennstoffe nicht auf bestehende internationale Forschungsaktivitäten zurückgegriffen werden. Hier sieht die BGZ einen Forschungsbedarf für die an den Standortzwischenlagern eingelagerten Brennelemente.

Für die Einhaltung der Schutzziele ist die Dauer der tatsächlichen trockenen Zwischenlagerzeit zu berücksichtigen. Die ältesten Brennelemente beziehungsweise diejenigen mit der längsten Verwahrdauer in der trockenen Zwischenlagerung sind die zuerst verpackten, niedrig abgebrannten Brennelemente. Bis 2006 wurde kein Brenn-

element mit Abbränden über 50 Gwd/tSM in Behälter verpackt. Bis 2010 wurden zwar einzelne Brennelemente mit Abbränden über 60 Gwd/tSM verpackt, der Großteil hatte jedoch Abbrände unter 55 Gwd/tSM. Unterstellt man ein betriebsbereites Endlager zum Jahr 2050, dann wären diese Brennelemente länger als 40 Jahre in der trockenen Zwischenlagerung. Eine prozentuale Verteilung der trockenen Zwischenlagerzeit der Brennelemente zum Jahr 2050 ist in Abbildung 11 gezeigt. Rund 25 Prozent der Brennelemente wären zu diesem Zeitpunkt länger als 40 Jahre trocken zwischengelagert.

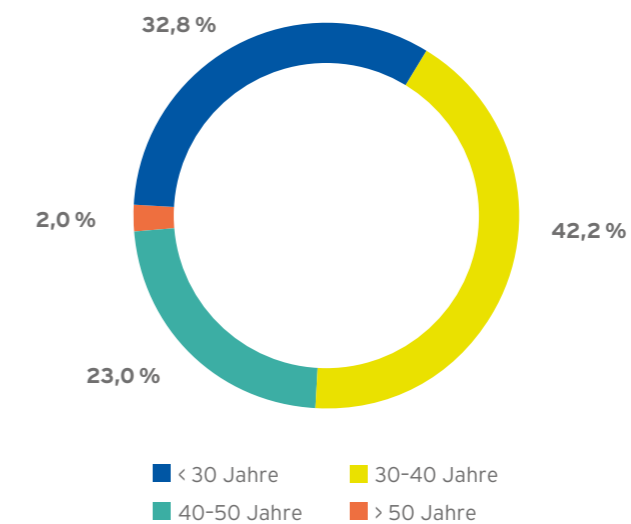


Abbildung 11: Verteilung der Einlagerungszeit der eingelagerten LWR-Brennelemente zum Jahr 2050

In Abbildung 12 ist für den Anteil der Brennelemente, die über 40 Jahre zwischengelagert sind, die Verteilung der Abbrände gezeigt. Der Großteil der Brennelemente hat ei-

nen gemittelten Abbrand zwischen 40 und 55 Gwd/tSM. Lediglich 0,7 Prozent der Brennelemente haben einen Abbrand größer als 55 Gwd/tSM.

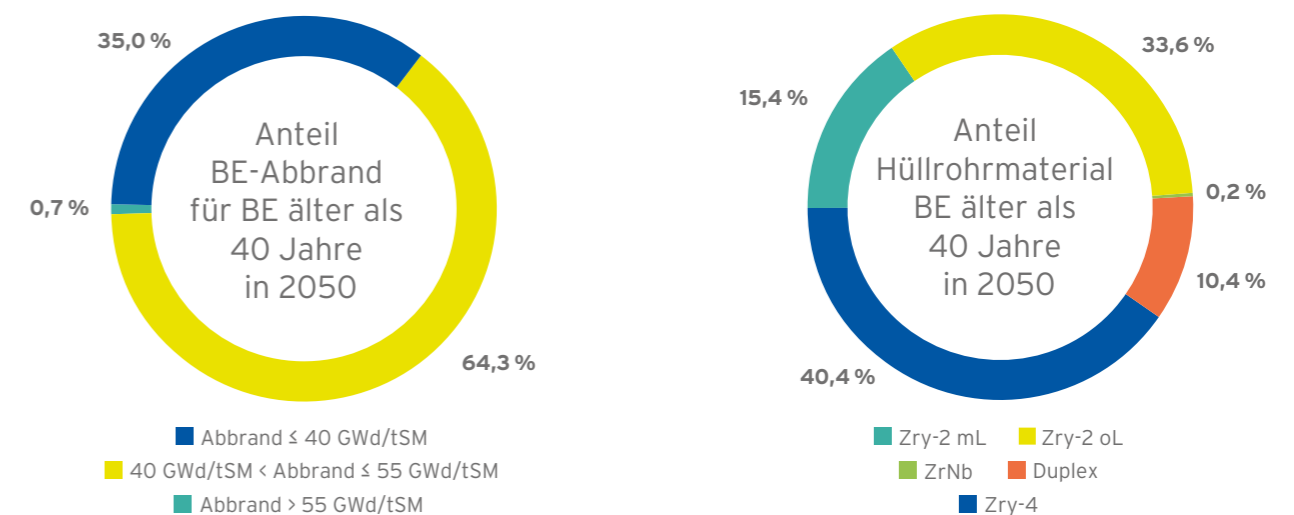


Abbildung 12: Verteilung der Abbrände (links) und der Hüllrohrmaterialien (rechts) der Brennelemente, die 2050 länger als 40 Jahre trocken zwischengelagert sind

Nach aktuellem Stand von Wissenschaft und Technik sind die Kriterien der aktuellen Genehmigung für einen Zeitraum von 40 Jahren ausreichend [25]. Für die oben aufgeführten Brennelemente wären diese 40 Jahre überschritten. Die Erweiterung des aktuellen Standes von Wissenschaft und Technik zum Ausschluss des systematischen Hüllrohrversagens ist deshalb für diese Brennelemente von hoher Bedeutung. Das restliche Inventar wäre zum Jahr 2050 weniger als 40 Jahre in den Behältern. Die zuletzt in 2027 verpackten Brennelemente wären zu diesem Zeitpunkt erst 23 Jahre in den Behältern verpackt. Die Verbringung der Behälter mit LWR-Brennelementen in das Eingangslager des Endlagers dauert allerdings mehrere Jahre. Für die insgesamt 1.500 Behälter geht die BGZ von mindestens 30 Jahren aus. Abhängig von den Abruf- und Konditionierungs- und Einlagerungsprozessen, können sich die genannten Zahlen und Verhältnisse verschieben. Dies wird bei der kontinuierlichen Evaluation der Forschungsschwerpunkte im Forschungsprogramm berücksichtigt. Mit mehreren Projekten, wie zum Beispiel LEDA (siehe Kapitel 11.2.4), untersucht die BGZ die wesentlichen Fragestellungen der verlängerten Zwischenlagerung auch für die eingelagerten LWR-Brennelemente, die 2050 noch nicht die 40 Jahre überschritten haben.

### 9.2 Brennelemente aus Forschungs-, Versuchs- und Testreaktoren

Aktuell befinden sich in den von der BGZ betriebenen Zwischenlagern die Brennelemente aus dem Thorium-Hoch-

temperaturreaktor (THTR-300) und aus dem Rossendorfer Forschungsreaktor (RFR).

Die bestrahlten Brennelemente aus dem 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 Millimetern und bestehen aus einer im Zentrum liegenden Grafitmatrix, die den Brennstoff in Form von beschichteten Partikeln enthält, sowie einer äußeren brennstofffreien Grafitshale (siehe Abbildung 13). Die Brennstoffpartikeln 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 oxydischen Uran- und/oder Thoriumverbindungen, wobei das Uran auf bis zu 93 Gewichtsprozent mit  $^{235}\text{U}$  angereichert sein kann.

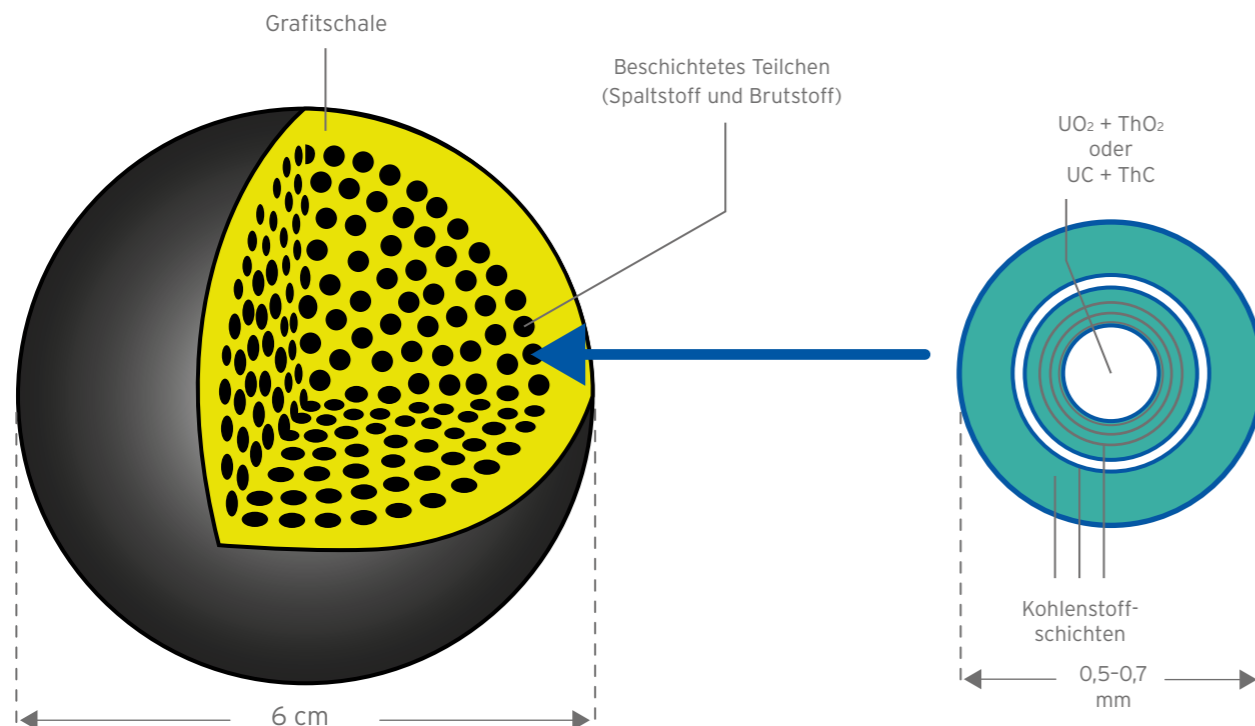


Abbildung 13: Schematischer Aufbau der THTR-Brennelementkugeln

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 aus dem 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 aus dem 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  $\text{UO}_2$  mit einer Anfangsanreicherung von 36 Gewichtsprozent (WWR-M/M2) beziehungsweise 10 Gewichtsprozent  $^{235}\text{U}$  (EK-10). RFR-Brennelemente vom Typ WWR-M/M2 weisen eine Brennstoffmatrix aus  $\text{UO}_2\text{-Al}$ , die in Al-Blechen eingeschlossen ist, auf. 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  $\text{UO}_2\text{-Mg}$ , die von einem Al-Hüllrohr umgeben sind. Einzel-Brennstäbe von zerlegten EK-10-RFR-Brennelementen werden zudem in sogenannten 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 Nachzerfallswärmeleistung 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.

Aktuell 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 CSD-V (Colis Standard de Déchets Vitriifiés; Standardabfallgebinde - verglast)- beziehungsweise HAW-Glaskokillen endlagerfähig konditioniert (siehe Abbildung 14).



Abbildung 14: Beladung eines Behälters mit HAW-Glaskokillen (links), einzelne Kokille (rechts)

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 spaltbaren 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 Edelstahlkanister, 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 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 Millimeter dicken Edelstahlmantel 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 untersucht und das Verfahren zur Glasherstellung optimiert. Die geringen thermischen, mechanischen und radiologischen Belastungen während der Zwischenlagerung schließen eine signifikante Radionuklidmobilisierung aus.

Aktuell 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.





# 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 mittelbar 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 auslegung-überschreitende 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 15) wurden in den 1970er-Jahren konzipiert, als man davon ausging, dass an deren 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 (Ahaus<sup>4</sup>) 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 Standortzwischenlager 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 Wanddicken aufweisen. Hinsichtlich ihrer Bauweise lassen sich die Zwischenlager in die beiden zentralen Zwischenlager sowie die Standortzwischenlager 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. Zur permanenten Überwachung ihrer Dichtfunktion sind die Behälter

beziehungsweise deren Druckschalter mit dem Behälterüberwachungssystem des Zwischenlagers verbunden. Der Lagerbereich ist mit schweren Stahltoren 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 16). 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 17). Daher ist zusätzlich ein Transportfahrzeug erforderlich, das die Nutzbarkeit der Wartungsstation für Behälter aus beiden Schiffen sowie einen Transfer von einem in das andere Lagerschiff sicherstellt.



Abbildung 15: Fotos der zentralen Zwischenlager - Ahaus (links) und Gorleben (rechts)

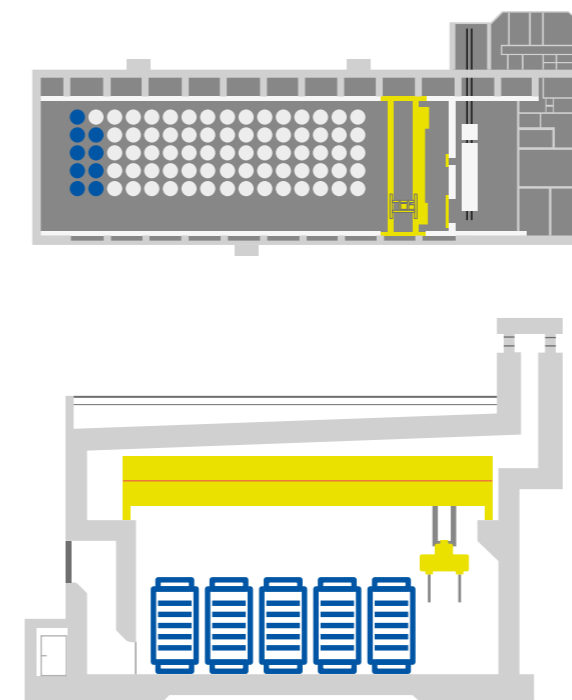
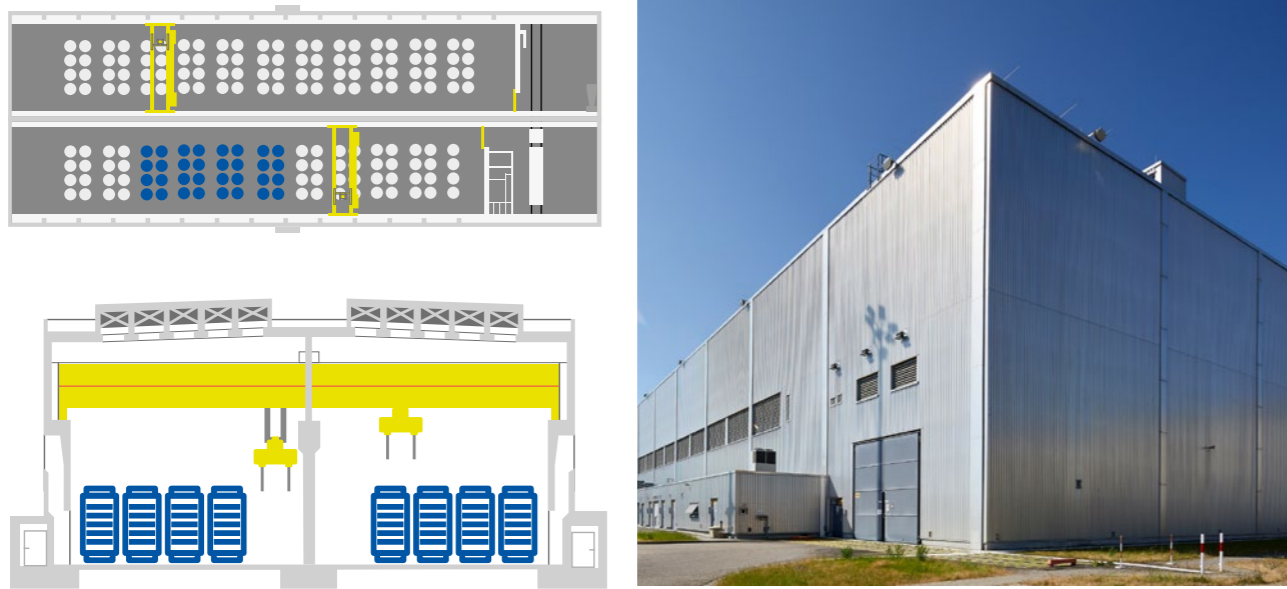


Abbildung 16: Vereinfachte Darstellung des Steag-Konzeptes - links: schematische Quer- und Draufsicht, rechts: Zwischenlagergebäude in Brokdorf (Beispiel)

<sup>4</sup> 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.



**Abbildung 17: Vereinfachte Darstellung des WT1-Konzeptes - links: schematische Quer- und Draufsicht, 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 Gebrauchstauglichkeit sicherstellen. Im Bedarfsfall können das auch Instandsetzungs- oder Sanierungsmaßnahmen sein.

# 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:

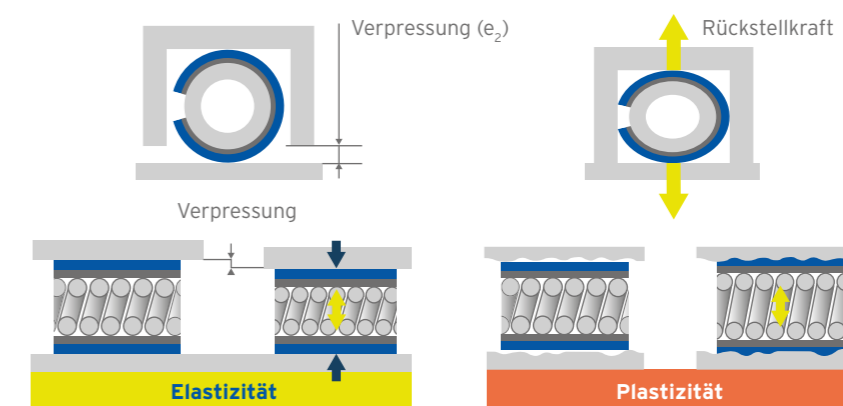
- » GNS (Behälterhersteller, Deutschland)
- » Technetics (Dichtungshersteller, Frankreich)

#### Laufzeit:

2021 bis 2031, gegebenenfalls länger

Der sichere Einschluss der radioaktiven Stoffe während der Lagerung wird durch das Doppeldeckel-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 Edelmantel, der von einem äußeren Liner aus Aluminium oder Silber überzogen ist. Die Funktionsweise der Dichtungen beruht einerseits auf der Elastizität der Spiralfeder (siehe Abbildung 18), die im verpressten Zustand eine Rückstellkraft generiert, die erforderlich ist, um den Kontakt zwischen dem Außenliner und den Dichtflächen auf-

rechtzuerhalten. 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  $10^{-8}$  P m<sup>3</sup>/s ist (siehe Abbildung 18). Die einzuhaltende Standard-He-Leckagerate von  $10^{-8}$  P m<sup>3</sup>/s ist daher auch als systemspezifisches Qualitätskriterium für die erforderliche langfristige Funktionssicherheit zu verstehen und nicht als eine radiologisch begründete Dichtheitsanforderung, da diese auch mit höheren Leckageraten eingehalten würde.



Sicherstellung der spezifikationsgerechten Dichtfunktion der Metaldichtung

**Abbildung 18: Funktionsweise von Metaldichtungen des Typs Helicoflex®**

Beim erstmaligen Verpressen der Metaldichtung ergibt sich der in Abbildung 19 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  $r_{ur}$  (siehe Abbildung 19). 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 19 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.

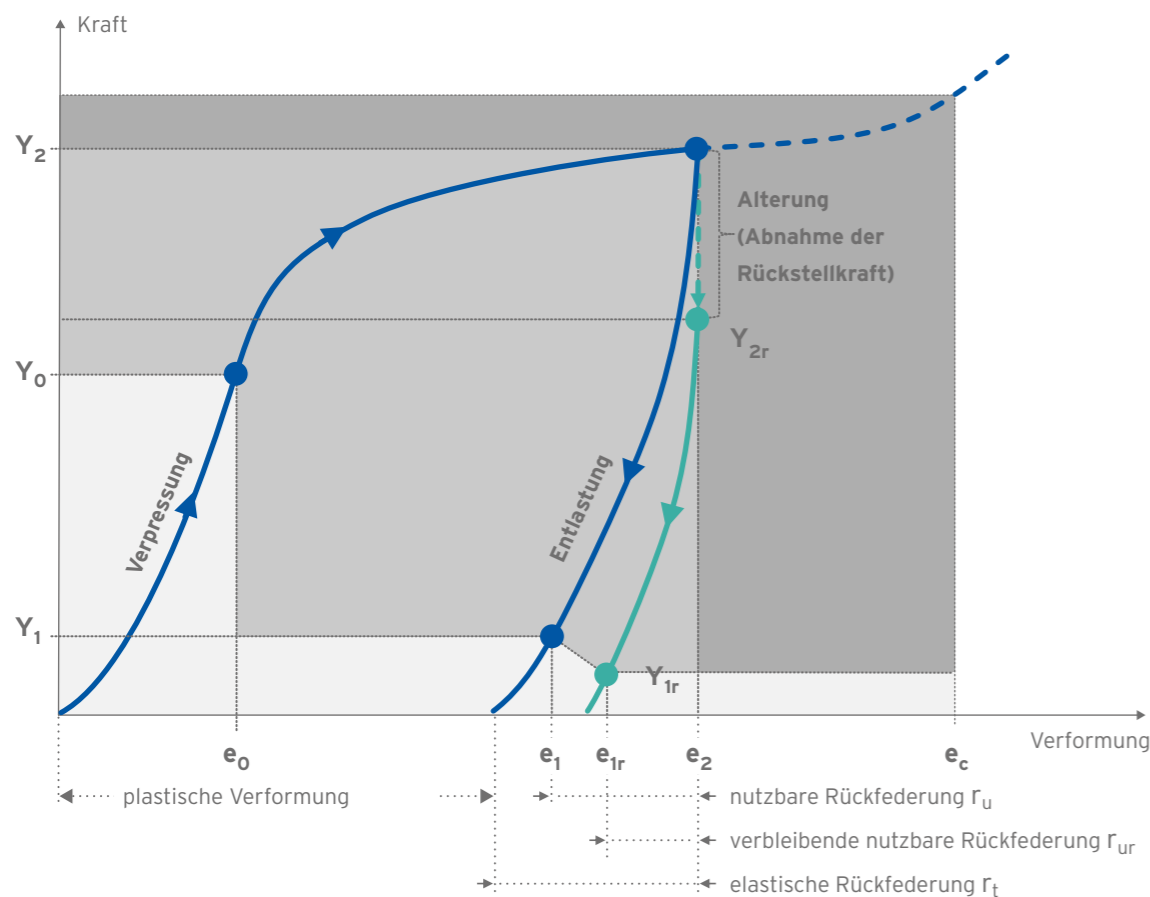


Abbildung 19: Kennwertveränderung von Metaldichtungen durch Alterung

Die bisher durchgeführten Langzeit-Untersuchungen und die Betriebserfahrungen von 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 und 130 °C jeweils insgesamt zwei Jahre beziehungsweise bei 150 °C für ein Jahr 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  $Y_{1r}$  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 erlangen, 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-Deckelkombination 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 20):

- **EP1/2**  
Weiterführung der mit RuDrift begonnenen Warmauslagerung von aluminium- und silberummantelten Metaldichtungen in Großdeckeln bei 130 °C (plus ein Jahr) und 100 °C (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.

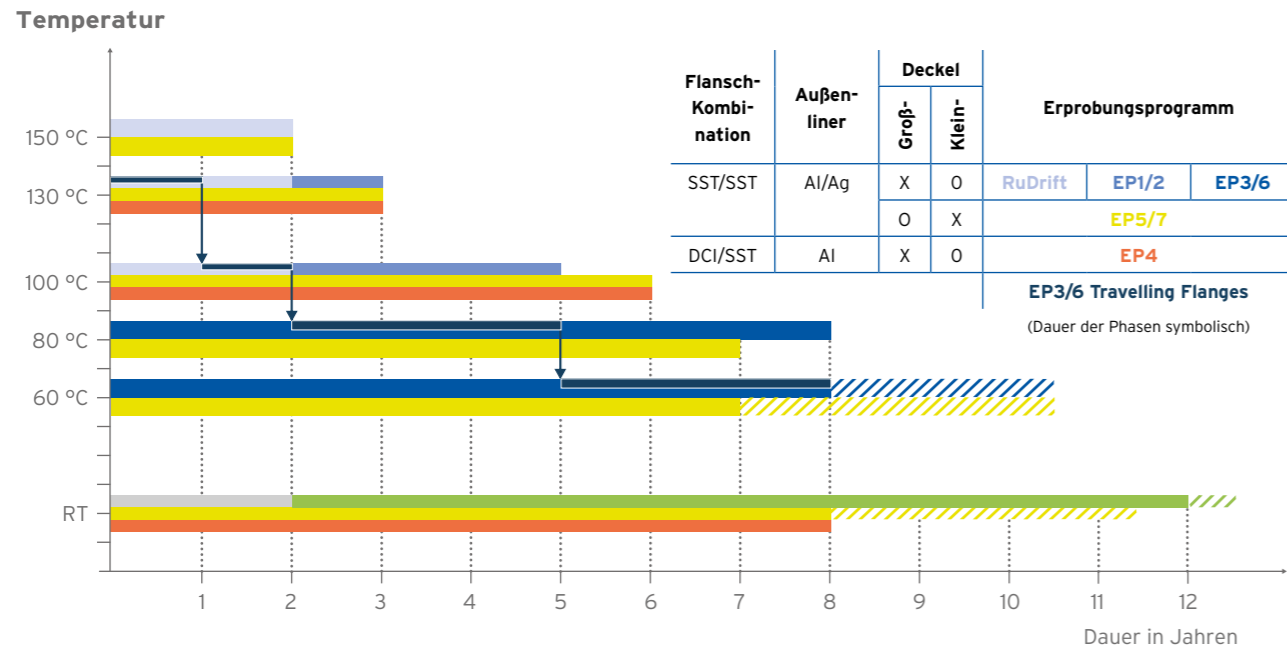


Abbildung 20: Übersicht Versuchsprogramm RuDrift/MSTOR

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

programmen EP3/6 werden zur Verifikation der Berechnung zusätzliche Flansche (sogenannte Travelling Flanges) mit silber- und aluminiumummantelten Metalldichtungen 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.

11.1.2 OBSERVE - Dosisleistungs- und Temperaturmessprogramm

	OBSERVE
<b>Gegenstand:</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>» Dosisleistungs- und Temperaturmessprogramm an beladenen Behältern</li> <li>» Vergleich rechnerischer Erwartungswerte mit Messwerten an ausgewählten Behältern zu verschiedenen Zeitpunkten während der Lagerung</li> <li>» Überprüfung der Abschirm-/Wärmeabfuereigenschaften der Behälter (Schutzziele)</li> </ul>
<b>Projektpartner:</b>	WTI
<b>Laufzeit:</b>	Phase I: Mitte 2021 bis Ende 2022, anschließend Messprogramm (Phase II)

Entsprechend der Anordnung und den Eigenschaften des radioaktiven Inventars und der Behälterkomponenten ergeben sich Dosisleistungs- und Temperaturverteilungen auf der Oberfläche der Behälter (siehe Abbildung 21 und Abbildung 22). 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.

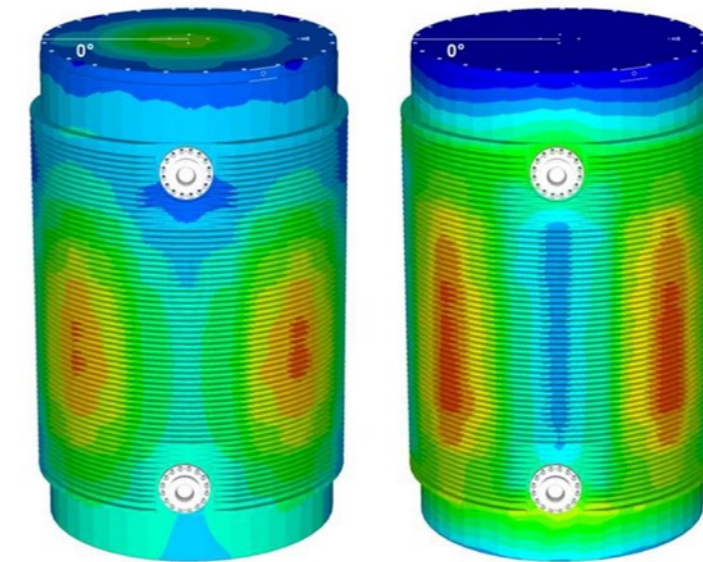


Abbildung 21: Verteilung der Dosisleistung (DL) auf der Oberfläche eines CASTOR®-Behälters (links: Neutronen-DL, rechts: Gamma-DL)

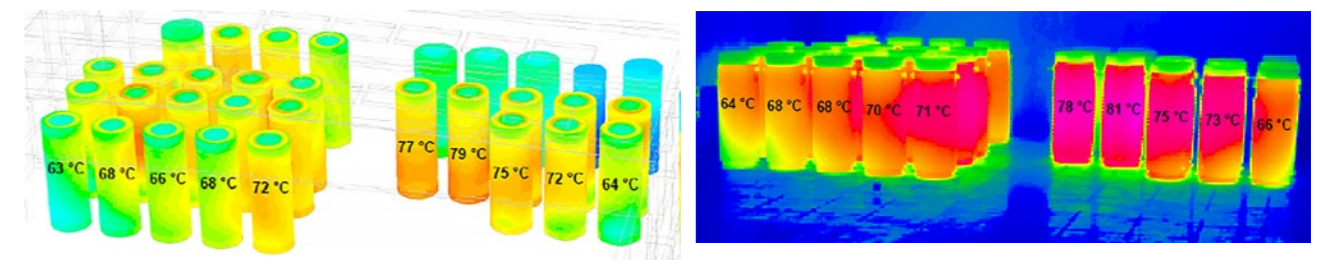


Abbildung 22: Vergleich berechneter und gemessener Behälter-Maximaltemperaturen in einem Zwischenlager (links: CFD-Berechnung, rechts: Thermografie)

Durch den radioaktiven Zerfall des Inventars nehmen 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.

Vergleiche und die jeweilige Verteilung können Rückschlüsse auf die tatsächlichen Abschirm- und Wärmeabfuereigenschaften gezogen werden. Wenn sich die Messwerte innerhalb der zu erwartenden Bandbreite befinden, ist dies eine Bestätigung, dass es zu keinen unerwarteten Veränderungen gekommen ist und das Alterungsverhalten korrekt beurteilt worden ist. Somit können die Messprogramme einen aktiven Beitrag zum Alterungsmanagement leisten.

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

Im ersten Projektabschnitt werden zunächst Sensitivitätsstudien durchgeführt, um zu überprüfen, inwieweit Dosisleistungs-/Temperaturmessungen geeignet sind, Rückschlüsse auf den Zustand von Behälterkomponenten und des Inventars zu ziehen. Aus den Ergebnissen der Sensitivitätsbetrachtungen werden die Anforderungen an die Durchführung der Messungen (Equipment, Messraster, Messort) abgeleitet und ein entsprechendes Messprogramm erarbeitet.

11.1.3 DPOPT - Optimierung des Druckschalters

<b>Gegenstand:</b>	DPOPT » Optimierung des Druckschalters » Qualifizierung einer fertigungstechnisch optimierten Komponente
<b>Projektpartner:</b>	» GNS (Behälterhersteller, Deutschland) » HBM (Druckschalterhersteller, Deutschland)
<b>Laufzeit:</b>	Anfang 2021 bis Ende 2022

Die Überwachung der Dichtfunktion des Doppeldeckeldichtsystems erfolgt mittels Druckschalter, der in der äußeren Dichtbarriere des Doppeldeckeldichtsystems montiert und mit dem darunterliegenden Sperrraumvolumen 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“.

Beim Druckschalter handelt es sich um ein komplexes Bauteil, siehe Abbildung 23 und Abbildung 24, das nach hohen Qualitätsstandards gefertigt wird. Das Auftreten zufälliger 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“.

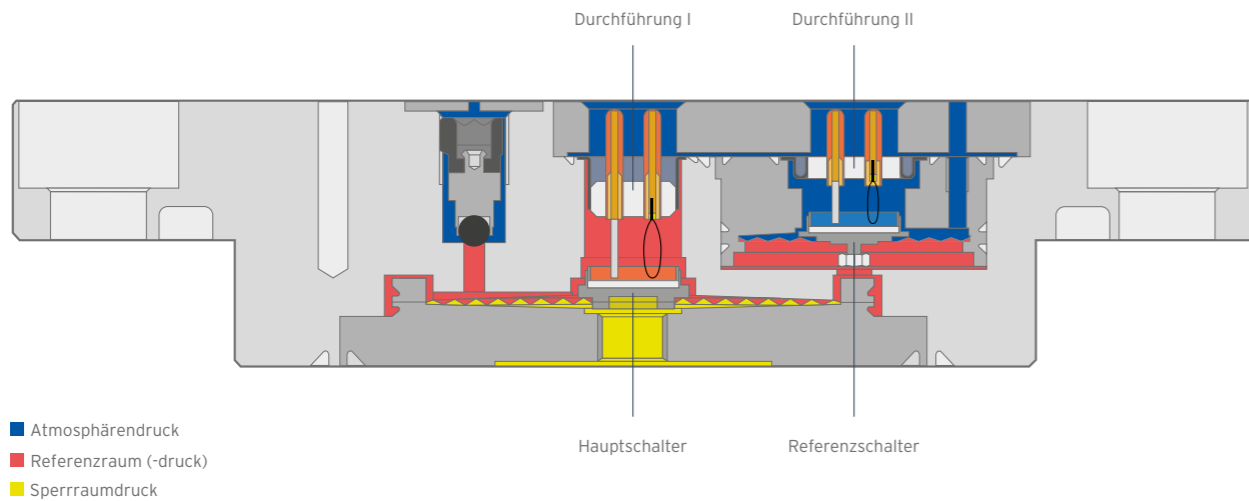


Abbildung 23: Prinzipieller Aufbau des Druckschalters



Abbildung 24: Druckschalter - Draufsicht ohne Abdeckplatte I

Bei weltweit über 1.400 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.

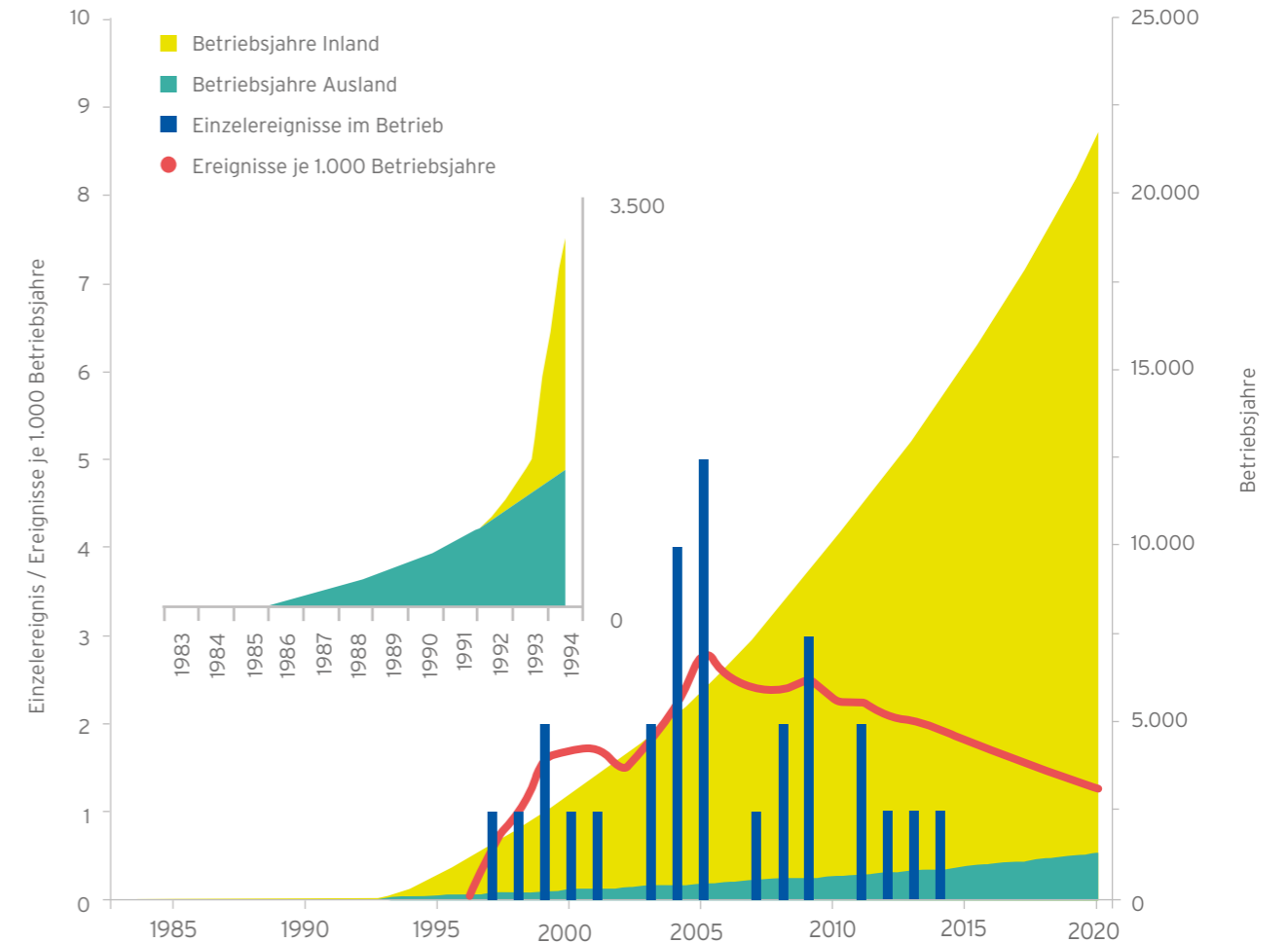


Abbildung 25: Gegenüberstellung der Betriebszeit und der Druckschalterereignisse

Abbildung 25 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 vom Hersteller HBM und der

GNS ergaben, dass eine aussichtsreiche Problembekämpfung 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. 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.

## 11.2 Inventare

### 11.2.1 SCIP IV - Studsvik Cladding Integrity Project

<b>Gegenstand:</b>	SCIP IV - Studsvik Cladding Integrity Project IV » Erweiterung der vorhandenen experimentellen Basis zum Hüllrohrverhalten unter Bedingungen der verlängerten Zwischenlagerung » Ableitung von Modellen zur Vorhersage des Hüllrohrverhaltens
<b>Organisation:</b>	» Internationales Projekt der OECD/NEA » Teilnehmer*innen aus Europa, Japan, USA, China und Korea » BGZ Konsortialpartner mit GRS
<b>Laufzeit:</b>	Juli 2019 bis Juni 2024

Das OECD/NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP IV) ist das vierte Forschungsprogramm einer Kooperation zwischen OECD/NEA und verschiedenen Organisationen aus 15 Ländern, welches mit einer Laufzeit von fünf Jahren mit Beginn im Juli 2019 und einem Gesamtbudget von 14 Millionen Euro von der Firma Studsvik AB durchgeführt wird. Im Rahmen des Projektes wird Grundlagen- und Sicherheitsforschung zum Hüllrohrverhalten bei Kühlmittelverluststörfällen, überhöhten Betriebstemperaturen, betrieblichen Leistungstransienten sowie zum Verhalten unter Zwischen- und Endlagerbedingungen durchgeführt. Das aktuelle Forschungsprogramm setzt dabei inhaltlich auf den vorherigen Programmen auf und adressiert konkret zwischenlagerspezifische Fragestellungen. Hierbei sind insbesondere das Kriechverhalten der Hüllrohre unter Zwischenlagerungsbedingungen, die Was-

serstoffversprödung des Hüllrohrmaterials und die damit verbundene Hydridreorientierung, die Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hüllrohr (Pellet Cladding Interaction, Brennstoffschwellen), die Permeation von Gasen im Brennstoff, die Mikrostruktur in Hochabbrand-Brennstoffen, das mechanische Verhalten bestrahlter Brennelemente sowie das Fragmentationsverhalten verschiedener bestrahlter Brennstofftypen zu nennen [33]. Das aktuelle Versuchsprogramm adressiert eine Vielzahl der von der BGZ identifizierten Forschungsfragen, die auch zum Teil in für Deutschland relevanten Parameterbereichen durchgeführt werden. Die BGZ nimmt im Rahmen ihrer Rolle aktiv an dem Forschungsprogramm teil. Dies betrifft regelmäßige Diskussionen über Design, Ablauf und Probenmaterial von durchzuführenden Experimenten sowie die Auswertung und Interpretation der erhaltenen Ergebnisse.

### 11.2.2 SpizWurZ - Spannungsinduzierte Wasserstoffumlagerung in Brennstabhüllrohren während der längerfristigen Zwischenlagerung

<b>Gegenstand:</b>	SpizWurZ - Spannungsinduzierte Wasserstoffumlagerung in Brennstabhüllrohren während der längerfristigen Zwischenlagerung » Erweiterung der vorhandenen experimentellen Basis zum Hüllrohrverhalten unter Bedingungen der verlängerten Zwischenlagerung » Ableitung von Modellen zur Vorhersage des Hüllrohrverhaltens
<b>Organisation:</b>	» BMWi-Forschungsförderung zur nuklearen Sicherheit im Rahmen des 7. Energieforschungsprogramms (Förderkennzeichen RS1586A, 1501609B) » Verbundvorhaben von GRS und KIT (IAM, INE) » BGZ hat Status eines Beobachters.
<b>Laufzeit:</b>	Juni 2020 bis Juni 2023

Die BGZ ist bei dem vom BMWi geförderten und von der GRS geleiteten Verbundvorhaben der GRS (Förderkennzeichen RS1586A) und KIT (Förderkennzeichen 1501609B) als Beobachter involviert.

In dem Verbundvorhaben wird mit experimentellen und theoretischen Methoden der Einfluss des Wasserstoffs

auf Hüllrohrmaterialien unter Bedingungen der verlängerten Zwischenlagerung untersucht. Der Wasserstoff übt prinzipiell einen versprödenden Effekt auf zirkoniumbasierte Werkstoffe aus. In gelöster Form ändert der im Hüllrohr eingelagerte Wasserstoff unter Einfluss von Temperatur-, Konzentrations- und Spannungsgradienten durch Diffusion seine Verteilung innerhalb des Hüllrohrs.

In der Literatur gibt es keine vollständige Beschreibung des Wasserstoffflusses unter Berücksichtigung aller relevanten Parameter. Dies wäre jedoch für eine belastbare Bewertung der Brennstabintegrität nötig. Das Vorhaben erweitert das qualitative und quantitative Verständnis der Wasserstoffdiffusion auf makro- und mikroskopischer Ebene zur Vorhersage der Ausbildung von Hydridstrukturen in zirkoniumbasierten Hüllrohrwerkstoffen.

Ein Schwerpunkt des Vorhabens ist die experimentelle Bestimmung und Beschreibung der Löslichkeit und Diffusion von Wasserstoff in Hüllrohrmaterialien unter Bedingungen der verlängerten Zwischenlagerung. Dazu werden die qualitative und quantitative Beschreibung der Wasserstoffdiffusion auf makro- und mikroskopischer Ebene zur verbesserten Vorhersage der Ausbildung von Hydridstrukturen in zirkoniumbasierten Hüllrohrwerkstoffen und der resultierenden Materialversprödung untersucht. Anschließend werden für die theoretische Modellierung die Einzeleffekt-Ergebnisse zu einer konsistenten Beschreibung realer Hüllrohrmaterialien unter Bedingungen der verlängerten Zwischenlagerung mit Bezug auf Bestrahlung und langsame Abkühlraten zusammengeführt.

Das Ziel ist unter anderem die Bestimmung des chemischen Potenzials und der Diffusionskoeffizienten des Wasserstoffs in elastisch beanspruchten Zirkoniumlegierungen. Im Rahmen des Vorhabens wird ein Blind-Benchmark zur Bewertung des bestehenden Rechencodes zur Simulation von Brennelementen in Transport- und Lagerbehältern erstellt und durchgeführt.

### 11.2.3 Thermal Modelling Benchmark

<b>Gegenstand:</b>	Thermal Modelling Benchmark » Bestimmung und Vergleich von genaueren Brennstabhüllrohr-Temperaturen » Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse der unterschiedlichen Berechnungs- und Modellierungsansätze
<b>Organisation:</b>	» Internationaler Rechenbenchmark des EPRI-ESCP » Teilnehmer*innen aus Europa, Asien, USA » BGZ im Verbund mit GNS und WTI
<b>Laufzeit:</b>	Juli 2019 bis Juni 2024

Da nahezu alle Degenerierungseffekte des Hüllrohrs temperaturabhängig sind, ist eine möglichst genaue Kenntnis der Hüllrohrtemperatur und deren Entwicklung für die Bestimmung der Hüllrohrintegrität entscheidend. Nach dem Reaktoreinsatz weisen die Hüllrohre eine Temperatur des Abklingbeckens von unter 50 °C auf. Im Anschluss an die

Konkret werden dazu Bündelversuche in der QUENCH-Anlage am Karlsruhe Institute of Technology (KIT) zur Bestimmung des makroskopischen Wasserstoffflusses im Hüllrohr durchgeführt. Dazu werden verschiedene Hüllrohrmaterialien (Zry-4, ZIRLO®, Duplex) mit Wasserstoff beladen und individuelle Innendrucke und Wasserstoffkonzentrationen eingestellt. Anschließend werden die unbestrahlten Hüllrohrproben von Temperaturen um 370 °C mit einer Abkühlrate von circa 1 K/d in einem mehrmonatigen Versuch abgekühlt und die Wasserstoffverteilung in den Hüllrohren unter anderem mittels Neutronenradiografie bestimmt.

Ebenfalls untersucht und quantifiziert wird der mikroskopische diffusionsbedingte Wasserstofffluss in Abhängigkeit von Orientierung, Morphologie und mechanischer Spannung in Zirkoniumlegierungen. Dazu werden Untersuchungen zur Wasserstoffdiffusion an Hüllrohrwerkstoffen von zuvor genau analysierter Werkstofftextur an voroxidierten Materialproben sowie eine In- und Ex-situ-Untersuchung des Spannungseinflusses (mittels Zugproben) auf die Konzentrationsverteilung in Zircaloy durchgeführt.

In den heißen Zellen des Institutes für Nukleare Entsorgung (KIT-INE) werden experimentelle Bestimmungen der realen elastischen Dehnung im Brennstabhüllrohr nach über 30 Jahren Lagerung durch Herauslösen des Brennstoffes und Vermessen des Hüllrohrdurchmessers durchgeführt. Bei der Probe handelt es sich um eine Zircaloy-4-Hüllrohrprobe mit UO<sub>2</sub> (Probenabbrand von 50,4 GWd/tSM) aus dem DWR Obrigheim. Die Bestrahlungshistorie der in den 1980er-Jahren bestrahlten Proben ist sehr gut bekannt. Das Projekt ist mit einer dreijährigen Laufzeit 2020 gestartet.

Abklingzeit werden die Brennelemente in Behälter verpackt und in diesen getrocknet. Während des Trocknungsprozesses erreichen die Hüllrohre ihre Maximaltemperatur (außerhalb des Reaktors), die anschließend entsprechend der Wärmeleitung im Behälter sowie der Nachzerfallsleistung des Brennstoffes abfällt. Die langfristige Temperatur-

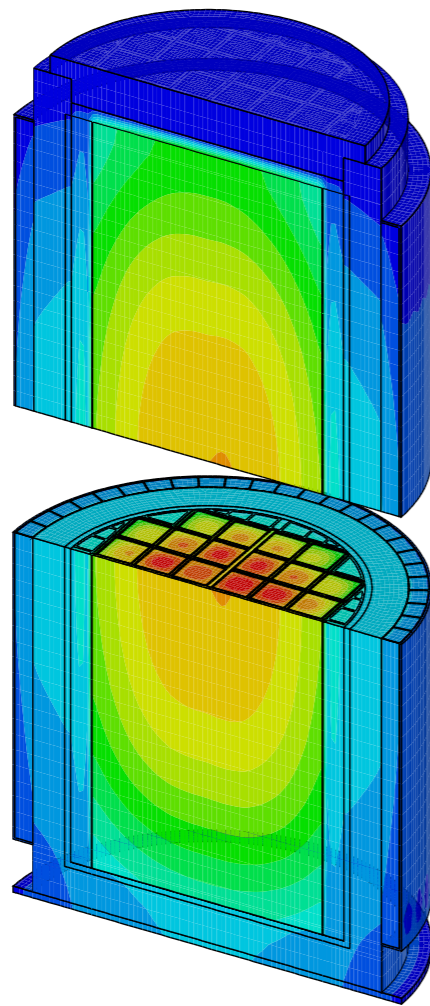
entwicklung während der Lagerung folgt im Wesentlichen einer abfallenden Exponentialfunktion.

Für den Großteil der für die verlängerten Zwischenlagerung zu betrachtenden wasserstoffabhängigen Effekte ist die Zeitspanne vom Trocknungsprozess bis einige Monate danach entscheidend. Der schnelle Temperaturanstieg während des Trocknungsprozesses und die Art und Weise, wie die Hüllrohrtemperatur wieder abfällt, bestimmen maßgeblich das Verhalten des im Hüllrohr aufgenommenen Wasserstoffs.

Im Jahre 2017 wurde ein instrumentierter Serienbehälter vom Typ TN<sup>®</sup> 32 im Kraftwerk North Anna mit DWR-Brennelementen beladen und einem Messprogramm unterzogen [32]. Da die Kenntnis und genaue Voraussage der Temperaturverteilung im Behälter und den Hüllrohren einen wesentlichen Einfluss auf das Alterungsverhalten der Komponenten hat, waren die Temperaturmessungen ein wichtiger Bestandteil der Erprobung. Sie bilden eine

Grundlage für die Verifikation der thermischen Berechnungsmethoden. Zunächst wurden diese Betrachtungen inneramerikanisch durchgeführt. In der aktuellen Projektphase wurden auch interessierte internationale Institutionen von dem „Electric Power Research Institute“ („EPRI“) als amerikanischem Projektkoordinator zur Teilnahme an einem Unterprojekt des HBU Data Project, der „International Thermal Modelling Benchmark Study“, eingeladen. Ziel ist es, einen internationalen Überblick über die angewendeten Methoden und deren Sensitivität im Vergleich zu den experimentell gewonnenen Ergebnissen zu erhalten.

Die BGZ partizipiert zusammen mit der GNS an diesem Benchmark, um weitere Erkenntnisse zu sicherheitstechnischen Nachweisen auf Basis von Best-Estimate-Analysen für die anstehende Neubeantragung der atomrechtlichen Aufbewahrungsgenehmigungen gemäß § 6 Atomgesetz zu gewinnen.



**Abbildung 26: Berechnete Temperaturverteilung des beladenen Behälters basierend auf den Angaben aus der Benchmarkbeschreibung**

In einer ersten Phase wurde das Modell des Behälters erstellt und die Berechnungen entsprechend der Benchmarkbeschreibung durchgeführt (siehe Abbildung 26). Die Ergebnisse wurden zur Auswertung an die Organisatoren übermittelt. Aktuell laufen die Auswertungen und parallel werden die Spezifikationen für die zweite Phase definiert. In dieser sollen die Unsicherheiten bei der Modellierung

und deren Effekte auf die berechneten Hüllrohrtemperaturen näher untersucht und quantifiziert werden. Hier wird die BGZ neben den im Verbund mit GNS und WTI erzeugten Ergebnissen auch durch eigene Rechnungen mit einer weiteren Berechnungsmethode zum Benchmark beitragen.

#### 11.2.4 LEDA - Long-Term Experimental Dry Storage Analysis

<b>Gegenstand:</b>	LEDA - Experimentelle Langzeitstudien zum Hüllrohrverhalten <ul style="list-style-type: none"> <li>» Erweiterung der vorhandenen experimentellen Basis zum Hüllrohrverhalten unter Bedingungen der verlängerten Zwischenlagerung</li> <li>» Ableitung von Modellen zur Vorhersage des Hüllrohrverhaltens</li> </ul>
<b>Organisation:</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>» Leitung durch die BGZ</li> <li>» Experimente werden durchgeführt in den Laboren von Studsvik in Schweden.</li> <li>» Planung gemeinsam mit Partnern (Framatome GmbH, GRS gGmbH)</li> <li>» Durchführung mit weiteren Partnern</li> </ul>
<b>Laufzeit:</b>	2022 bis 2026

Um Fragen zum Hüllrohrverhalten unter Bedingungen einer trockenen Zwischenlagerung und insbesondere, um die Bedeutung von Wasserstoff zu untersuchen, ist eine experimentelle Kampagne bei Studsvik in Schweden geplant. Die experimentellen Untersuchungen werden in Form von „Integral-Effekt-Tests“ realisiert, das heißt durch Tests und Untersuchungen an unterschiedlichen Brennstabsegmenten mit prototypischen Randbedingungen für die Trockenlagerung in Deutschland. Typische Bedingungen werden mittels Online-Monitoring eingestellt und überwacht. Darüber hinaus erfordert die Zielsetzung geeignete Untersuchungen zur Vor- und Nachcharakterisierung der Hüllrohrmaterialien. Die Ziele des Versuchsprogramms LEDA sind die integrale Untersuchung des Verhaltens von für Deutschland repräsentativen Brennstabsegmenten unter typischen Bedingungen der trockenen Zwischenlagerung. Mit den in LEDA generierten experimentellen Daten werden analytische Modelle und Methoden zur Vorhersage der Brennstabintegrität für die schutzzielorientierte Nachweisführung erweitert und validiert. Die bisherigen Kriterien zum Ausschluss des systematischen Hüllrohrversagens werden unter Einbeziehung des (Langzeit-)Wasserstoffverhaltens für Lagerzeiten über 40 Jahre hinaus überprüft und deren Vollständigkeit untersucht.

Die Langzeitmesskampagne wird mit verschiedenen bestrahlten Brennstabsegmenten unter prototypischen Randbedingungen durchgeführt. Dabei wird ein integraler Ansatz unter Bedingungen des Trocknungsprozesses und der trockenen Zwischenlagerung abgebildet. Die Durchführung von adäquaten Vor- und Nachcharakterisierungen

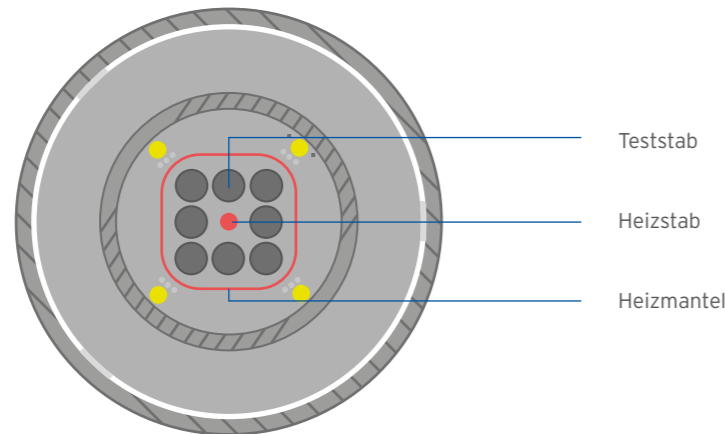
der Brennstabsegmente und die Fokussierung auf wasserstoffinduzierte Effekte erlauben in Kombination mit der Verwendung von für Deutschland repräsentativen Brennstabsegmenten im Gegensatz zu Einzeleffekttests die direkte Interpretation und Anwendung der Ergebnisse auf die verlängerte Zwischenlagerung 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 Laboratorien von Studsvik zu transportieren, sodass eine weitere Nutzung durch die BGZ gewährleistet werden kann. Eine Skizze des Aufbaus ist in der Abbildung 27 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 Tem-

peratur dann sukzessive erniedrigt, ähnlich dem Temperaturabfall der trocken zwischengelagerten Brennelemente, nachdem der Behälter verschlossen wurde.

Die nächsten Schritte in LEDA umfassen die Vorbereitung des Teststandes in den Laboren von Studsvik sowie die Auswahl und Vorbereitung der zu untersuchenden Brennstabproben.



**Abbildung 27: Skizze des im Rahmen des HRP entwickelten und in LEDA weiterverwendeten Teststandes. In dem Teststand finden bis zu acht Brennstabsegmente Platz. Die Temperatur wird über den Heizmantel und -stab reguliert.**

### 11.2.5 DCS-Monitor II

<b>Gegenstand:</b>	DCS-Monitor II - Entwicklung und Erprobung von Verfahren zur nicht invasiven Analyse des Inventarzustands für Transport- und Lagerbehälter bei verlängerter Zwischenlagerung
<b>Organisation:</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>» BMWi-Forschungsförderung zur nuklearen Sicherheit im Rahmen des 7. Energieforschungsprogramms (Förderkennzeichen 1501606A, 1501606B)</li> <li>» Verbundvorhaben der Technischen Universität Dresden (TUD, Projektkoordinator), der Hochschule Zittau/Görlitz sowie des Helmholtz-Zentrums Dresden-Rossendorf e.V.</li> <li>» BGZ hat den Status eines assoziierten Projektpartners.</li> </ul>
<b>Laufzeit:</b>	April 2020 bis März 2023

Das Ziel des Verbundvorhabens, koordiniert von der TU Dresden, besteht darin, Ansätze der strahlungsfeldbasierten Diagnostik zu Gammastrahlung, Neutronenfluss und Myonen in Form von Simulationen und Experimenten vertieft zu untersuchen, um im Endergebnis ein validiertes und einsetzbares Monitoringverfahren für CASTOR®-Behälter zu entwickeln. Dies schließt erstmals Feldstudien an realen Behältern in Zwischenlagern ein. Das Vorhaben widmet sich der vertieften Analyse sowie experimentellen Bewertung radiometrischer Nachweisverfahren für größere, weitestgehend geometrische Veränderungen des Behälterinventars auf der Basis von Gamma-, Neutronen- und Myonenfeldern. Dabei baut das Vorhaben auf generischen Machbarkeitsuntersuchungen zu verschiedenen potenziellen Diagnostikverfahren für ein nicht invasives Monitoring von CASTOR®-Behältern auf, die im Rahmen eines Vorgängervorhabens (Förderkennzei-

chen 1501513A, 1501513B) durchgeführt wurden. Eigene Forschungsarbeiten zu Veränderungs- und Schädigungsmechanismen sind explizit nicht Bestandteil des Vorhabens.

Zur Untersuchung der Myonenbildgebung bezüglich ihrer Einsetzbarkeit für ein Monitoringverfahren für Transport- und Lagerbehälter (TLB) für hochradioaktive Abfälle sind die Inbetriebnahme eines vom Forschungszentrum Jülich zur Verfügung gestellten Detektors auf Basis der Straw-Tube-Technologie sowie die Konzeptionierung und der Aufbau eines eigenen Detektorkonzepts vorgesehen. Mit den Detektoren sollen mit Unterstützung von GNS und BGZ nach Möglichkeit Messungen an großmaßstäblichen Dummies sowie später an TLB im Zwischenlager durchgeführt werden. Dadurch soll die Machbarkeit der Abbildung der Brennstoffverteilung im TLB mittels Myonenbildgebung

im Rahmen praxistauglicher Messzeiten experimentell demonstriert werden. Parallel dazu werden umfangreiche Simulationsstudien zur Realisierung eines geeigneten Messkonzepts sowie zur Bereitstellung geeigneter Algorithmen zur Volumenrekonstruktion aus den Messdaten der Myonendetektoren durchgeführt. Am Ende der Arbeiten soll die Ableitung einer geeigneten Strategie für einmalige und sich wiederholende Behälterscans mittels Myonenbildgebung stehen.

Darüber hinaus soll im Vorhaben eine vertiefte Untersuchung der Anwendung der Messung des Gamma- und Neutronenstrahlungsfeldes beladener TLB für ein nicht invasives Monitoring erfolgen. Zur Qualifizierung der Gamma- und Neutronenmesstechnik wird hierzu eine numerische Sensitivitätsstudie durchgeführt, welche Aufschluss unter anderem darüber geben soll, wie sich Unterschiede der Behälterbeladung auf das Gamma- und Neutronenfeld eines CASTOR® niederschlagen. Ferner soll ein teilautomatisiertes Strahlungsmesssystem für die Messung der vom TLB emittierten Gamma- und Neutronenstrahlung konzipiert und aufgebaut werden. Das Strahlungsmesssystem soll im Rahmen einer eigens dafür konzipierten Experimentalkampagne an CASTOR®-Behältern im Zwischenlager zum Einsatz kommen. Im Mittelpunkt steht dabei die gesicherte Feststellung von Signaturunterschieden im Strahlungsfeld bei bekannten Unterschieden in der Beladung beziehungsweise dem Abbrand einzelner Brennelemente. Begleitend ist eine kontinuierliche Recherche zu aktuellen Forschungsergebnissen hinsichtlich potenzieller Hüllrohrschäden und Kernbrennstoffverteilungen bei verlängerter Zwischenlagerung vorgesehen.

Die BGZ unterstützt das Vorhaben als assoziierter Projektpartner bei der Vorbereitung und Durchführung.

### 11.2.6 Forschungsverbund Myonenradiografie

Kosmische Myonen sind in ihren Eigenschaften ähnlich wie Elektronen und werden in großer Zahl in der oberen Atmosphäre durch kosmische Strahlung erzeugt. Die materialabhängige Wechselwirkung der kosmischen Myonen mit Strukturen auf der Erde wird in bereits etablierten Verfahren in der Archäologie, Geologie, Vulkanologie und Spaltmaterialüberwachung für radio- und tomografische Bildgebungsverfahren genutzt. Die nicht invasive Untersuchung des Behälterinventars mittels kosmischer Myonen ist ein noch relativ junges und dynamisches Forschungsfeld. Während sich die ersten Arbeiten in 2003 auf Proliferationsaspekte wie die Identifizierung von fehlenden Brennelementen fokussierten, sind in jüngster Vergangenheit Anstrengungen unternommen worden, einzelne

Brennstäbe zu visualisieren [34]. Zurzeit existieren bereits einige nationale Forschungsprojekte auf diesem Gebiet, die durch unterschiedliche Fördermittel finanziert werden. So fördert das BMWi aktuell mit dem Forschungsprojekt DCS-Monitor II (siehe Kapitel 11.2.5) die Entwicklung und Erprobung von Verfahren zur nicht invasiven Analyse des Inventarzustands für Transport- und Lagerbehälter bei verlängerter Zwischenlagerung. In dem Vorhaben sind neben der theoretischen Modellierung auch experimentelle Arbeiten zur Myonentomografie an beladenen Behältern vorgesehen.

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) untersucht und entwickelt im Rahmen eines vom BMU geförderten Eigenforschungsprojektes zu Aspekten der verlängerten Zwischenlagerung die theoretische Modellierung bildgebender Verfahren mittels atmosphärischer Myonen.

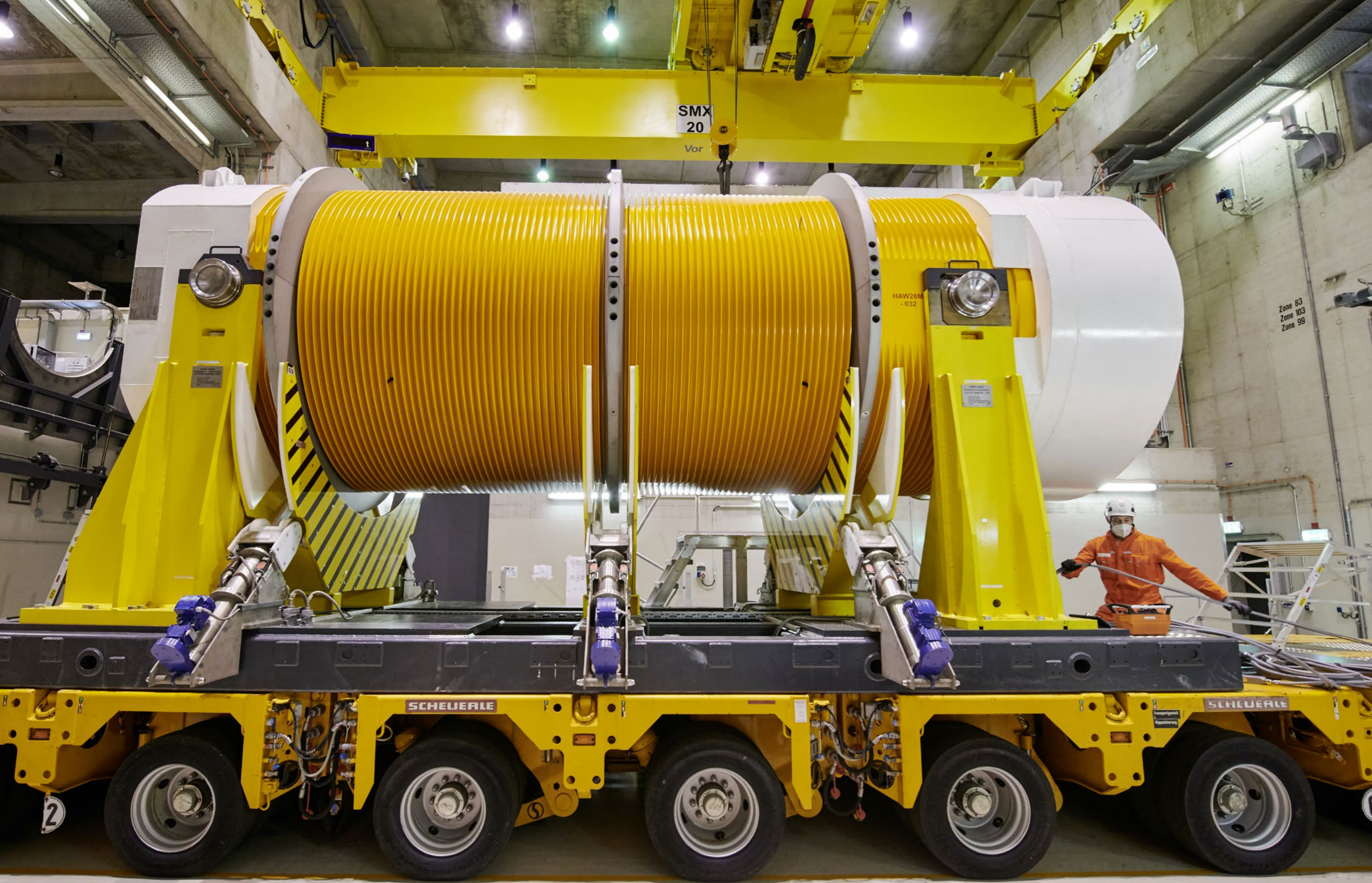
Gemeinsam ist diesen Projekten, dass sie Fragestellungen im Kontext der verlängerten Zwischenlagerung bearbeiten und die bildgebenden Verfahren mittels Myonen an CASTOR®-V/19-Behältern untersuchen.

Für eine zielgerichtete Untersuchung des Potenzials der bildgebenden Verfahren und insbesondere der Datenauswertungs-Algorithmen sowie für eine zukünftige Implementierung und Anwendung der Technologie in Deutschland ist geplant, einen gemeinsamen Verbund mit Beteiligung der BGZ zu gründen. Ein Ziel des Verbundes sind der breite Wissensaufbau und die Weiterentwicklung von spezifischem Fachwissen. Durch die verschiedenen Schwerpunkte der in den jeweiligen Vorhaben geförderten Arbeiten sowie das jeweilige spezifische Know-how der Teilnehmer\*innen wird das Feld der bildgebenden Verfahren mittels atmosphärischer Myonen für die Untersuchungen an beladenen Transport- und Lagerbehältern vollumfänglich abgedeckt.

Mit der geplanten Gründung des beschriebenen Verbundes sind auch die Grundlage zur Bündelung nationaler Forschungskräfte sowie eine Plattform zum Austausch von Ideen und Wissen auf dem Gebiet der Myonentomografie geschaffen worden.

Mit dem Projekt MuTomCa (Muon Tomography for Shielded Casks) [35], an dem die BGZ im Rahmen einer Kooperation zusammen mit dem Istituto Nazionale di Fisica Nucleare (INFN, Italien), der EURATOM und dem Forschungszentrum Jülich unter Gesichtspunkten der Spaltmaterialüberwachung teilnimmt, können im Verbund Synergieeffekte genutzt werden.





SMX  
20

Vor

HAW28M  
- 032

Zone 83  
Zone 103  
Zone 99

SCHEUERLE

SCHEUERLE

2

# 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.
- [3] Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle (Standortauswahlgesetz, StandAG) vom 05.05.2017.
- [4] Abschlussbericht der Kommission Lagerung hoch radioaktiver 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.
- [6] Website der BGZ zum Forum Zwischenlagerung, <https://forum-zwischenlagerung.bgz.de/>, aufgerufen am 27.10.2021.
- [7] Archiv des Forums Zwischenlagerung, <https://forum-zwischenlagerung.bgz.de/archiv/>, aufgerufen am 27.10.2021.
- [8] NEA Data Bank, [www.oecd-nea.org/jcms/rni\\_6525/data-bank](http://www.oecd-nea.org/jcms/rni_6525/data-bank), aufgerufen am 27.10.2021.
- [9] Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCs) der OECD/NEA, [https://www.oecd-nea.org/jcms/pl\\_23012/working-party-on-nuclear-criticality-safety-wpncs](https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_23012/working-party-on-nuclear-criticality-safety-wpncs), aufgerufen am 27.10.2021.
- [10] International Atomic Energy Agency, Safety Standards, <https://www.iaea.org/resources/safety-standards>, aufgerufen am 27.10.2021.
- [11] Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz - StrlSchG) vom 27.06.2017.
- [12] Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) vom 29.11.2018.
- [13] Empfehlung der Entsorgungskommission, Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern, revidierte Fassung vom 10.06.2013.
- [14] Diskussionspapier der Entsorgungskommission vom 29.10.2015: Diskussionspapier zur verlängerten Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und sonstiger Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle, <https://www.entsorgungskommission.de/sites/default/files/reports/Diskussionspapier-vZL29102015hp.pdf>, aufgerufen am 27.10.2021.
- [15] Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2012 Edition, International Atomic Energy Agency (IAEA), No. SSR-6.
- [16] Europäisches Übereinkommen vom 30.09.1957 über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (ADR).
- [17] Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter (RID) - Anhang C des Übereinkommens über den internationalen Eisenbahnverkehr (COTIF) vom 09.05.1980.
- [18] Europäisches Übereinkommen vom 26.05.2000 über die internationale Beförderung von gefährlichen Gütern auf Binnenwasserstraßen (ADN).
- [19] Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße, mit Eisenbahnen und auf Binnengewässern (Gefahrgutverordnung Straße, Eisenbahn und Binnenschifffahrt - GGvSEB).
- [20] Kerntechnischer Ausschuss, Regelprogramm, Stand vom 09.09.2021, [http://www.kta-gs.de/common/regel\\_prog1.htm](http://www.kta-gs.de/common/regel_prog1.htm), aufgerufen am 27.10.2021.
- [21] Gefahrgutregeln der Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM-GGR), <https://tes.bam.de/tes/Navigation/DE/Recht-und-Regelwerke/Regelwerke-Gefahrgut/Amtliche-Mitteilungen/amtliche-mitteilungen.html>, aufgerufen am 27.10.2021.
- [22] Empfehlung der Entsorgungskommission, Leitlinien für die trockene Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle in Behältern, revidierte Fassung vom 10.06.2013.
- [23] S. Geupel, K. Hummelsheim, S. Keßten, R. Kilger, F. Rowold, J. Neles, G. Schmidt, A. Spieth-Achtnich, H. Völzke, D. Wolf, Sicherheitstechnische Fragen der längerfristigen Zwischenlagerung bestrahlter Brennelemente und verglasten hochradioaktiver Abfälle, Abschlussbericht des BMUB-Vorhabens 3612R03300, GRS-A-3824, 2015.
- [24] 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.
- [25] 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, <https://doi.org/10.5516/NET.06.2012.016>
- [26] J. Kessler et al., Extended Storage Collaboration Program (ESCP) Progress Report and Review of Gap Analyses, Technical Report 1022914, 2011.
- [27] 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.
- [28] 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, <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2017.07.022>
- [29] 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, <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2018.08.011>
- [30] 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, <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2021.153138>
- [31] Dry Cask Storage Characterization Project - Phase 1: CASTOR® V/21 Cask Opening and Examination, NUREG/CR-6745, INEEL/EXT-01-00183, September 2001.
- [32] High Burnup Dry Storage Cask Research and Development Project, Final Test Plan, EPRI, DOE/NE-High-Burnup-Dry-Storage-Cask-2014, Februar 2014.
- [33] H.-U. Zwicky et al., SCIP IV Technical description, STUDSVIK/N-18/027, STUDSVIK-SCIP IV-220, Januar 2018.
- [34] T. Braunroth, N. Berner, F. Rowold, M. Péridis und M. Stuke, Muon radiography to visualise individual fuel rods in sealed casks, EPJ Nuclear Sci. Technol., 7, 2021, 12, <https://doi.org/10.1051/epjn/2021010>
- [35] MuTomCa - Muon Tomography for Shielded Casks, <https://home.infn.it/en/?catid=0&id=4226>, aufgerufen am 27.10.2021.

#### Weitere Infos:

<https://bgz.de/forschung-und-lehre/>  
[www.bgz.de](http://www.bgz.de)



Anmeldung zum  
**BGZ-Newsletter:**  
[www.bgz.de/newsletter](http://www.bgz.de/newsletter)

Ihre Fragen zum Forschungsprogramm können Sie in unserem Online-Forum stellen:  
**<https://forum-zwischenlagerung.bgz.de/archiv>**

#### Hauptsitz Essen

**BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH**  
Frohnhauser Straße 67  
45127 Essen

Telefon +49 201 2796-0  
E-Mail [info@bgz.de](mailto:info@bgz.de)

[www.bgz.de](http://www.bgz.de)

 @die\_bgz

 BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH

#### Büro Berlin

**BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH**  
Charlottenstraße 4  
10969 Berlin

Telefon +49 30 253592-100  
E-Mail [info@bgz.de](mailto: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

Angelika Glahn, Ruth Wucherpfennig-Krömer

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

**Erscheinungsjahr:** 2022