

ABSCHLUSSBERICHT

zum FuE-Verbundvorhaben

KoBrA

**Anforderungen und Konzepte für Behälter zur Endlagerung
von Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen und
ausgedienten Brennelementen in Steinsalz, Tonstein und
Kristallingestein**

BGE TEC 2020-19

BAM 3.4/3205-1

**Wilhelm Bollingerfehr
Sabine Prignitz
Ansgar Wunderlich**

**Christian Herold
Teresa Orellana Pérez
Holger Völzke
Dietmar Wolff**

Auftraggeber: Bundesministerium für Wirtschaft und Energie (BMWi)

Förderkennzeichen: 02E11527 und 02E11537

Peine und Berlin, 11. September 2020

ABSCHLUSSBERICHT

zum FuE-Verbundvorhaben

KoBrA

Anforderungen und Konzepte für Behälter zur Endlagerung von Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen und ausgedienten Brennelementen in Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein

BGE TEC 2020-19

BAM 3.4/3205-1

Die diesem Bericht zugrunde liegenden Vorhaben wurden mit Mitteln des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie, vertreten durch den Projektträger Karlsruhe, Karlsruher Institut für Technologie (KIT), unter den Förderkennzeichen 02E11527 und 02E11537 gefördert und von der BGE TECHNOLOGY GmbH in Zusammenarbeit mit der Bundesanstalt für Materialforschung und –prüfung (BAM) ausgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei den Autoren.

Gefördert durch:



aufgrund eines Beschlusses
des Deutschen Bundestages

BETREUT VOM



PTKA
Projektträger Karlsruhe
Karlsruher Institut für Technologie

Inhaltsverzeichnis

Abbildungsverzeichnis	7
Tabellenverzeichnis	7
1 Motivation und Zielsetzung	8
2 Methodischer Ansatz zur Herleitung von Behälteranforderungen.....	10
3 Anforderungen und technische Konzepte für Behälter in internationalen Endlagerprogrammen	12
3.1 Systematik, Auswahlkriterien und Umfang der internationalen Recherche	12
3.2 Relevante internationale Endlagerprogramme	13
3.2.1 Überblick über internationale Endlagerprogramme und Behälterkonzepte.....	13
3.2.2 Endlagerprogramme und Behälterkonzepte im Wirtsgestein Steinsalz	14
3.2.3 Endlagerprogramme und Behälterkonzepte im Wirtsgestein Tonstein	16
3.2.4 Endlagerprogramme und Behälterkonzepte im Wirtsgestein Kristallin	19
3.2.5 Weitere Behälterkonzepte	22
3.3 Schlussfolgerungen aus der Recherche internationaler Behälterkonzepte	25
4 Maßgebliche Randbedingungen und Einwirkungen für Endlagerbehälter in Deutschland.....	27
4.1 Wirtsgesteinsübergreifende behälterrelevante Randbedingungen und Einwirkungen	27
4.2 Behälterrelevante Randbedingungen und Einwirkungen im Wirtsgestein Steinsalz....	29
4.3 Behälterrelevante Randbedingungen und Einwirkungen im Wirtsgestein Tonstein	32
4.4 Behälterrelevante Randbedingungen und Einwirkungen im Wirtsgestein Kristallin.....	34
4.5 Behälterspezifische Einwirkungen aus Betriebsstörungen und Störfällen.....	36
4.5.1 Behälterspezifische Einwirkungen aus Betriebsstörungen	36
4.5.2 Behälterspezifische Einwirkungen aus Störfällen.....	37
4.6 Behälterspezifische Randbedingungen und Einwirkungen aus der Forderung nach Rückholbarkeit	38
5 Herleitung und Zusammenstellung von Anforderungen an Endlagerbehälter für hochradioaktive Abfälle	40
5.1 Methodik zur Entwicklung anforderungsgerechter Endlagerbehälter	40
5.2 Regulatorische Anforderungen.....	41
5.3 Nutzungsphasen	42
5.4 Grundlegende Anforderungen an Endlagerbehälter	43
5.5 Grundlegende Behälteranforderungen unter Berücksichtigung des jeweiligen Wirtsgesteins und Endlagerkonzeptes	47
5.5.1 Steinsalz.....	47
5.5.2 Tonstein	50

5.5.3	Kristallingestein	53
5.6	Quantifizierung der grundlegenden Anforderungen und Behälterfunktionen.....	61
5.6.1	Einschluss des radioaktiven Inventars	61
5.6.2	Abschirmung ionisierender Strahlung	61
5.6.3	Kritikalitätsausschluss	61
5.6.4	Temperaturbeschränkung.....	62
5.6.5	Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion	62
5.6.6	Handhabbarkeit	63
5.7	Klassifizierung und Quantifizierung relevanter Einwirkungen auf Endlagerbehälter....	64
5.8	Anforderungen aus der Forderung nach Rückholbarkeit der Endlagergebinde	66
5.9	Anforderungen aus der Forderung nach Bergbarkeit der Endlagergebinde.....	67
6	Betrachtungen zu möglichen Endlagerbehälterkonzepten.....	69
6.1	Methodik zur Prüfung der Übertragbarkeit bestehender Behälterkonzepte	69
6.1.1	Betrachtete Behälterkonzepte.....	70
6.1.2	Vergleich der Einwirkungen	72
6.1.3	Vergleich der Anforderungen.....	76
6.1.4	Übertragbarkeit der Behälterkonzepte	80
6.1.5	Forschungsbedarf.....	86
6.2	Methodik zur Erstellung generischer neuer Behälterkonzepte.....	87
6.2.1	Darstellung der Methodik.....	87
6.2.2	Beispiele für generische Behälterkonzepte	88
6.2.3	Optimierung der Behälterkonzepte	95
7	Schlussfolgerungen und Empfehlungen.....	96
8	Literaturverzeichnis.....	99

Abbildungsverzeichnis

Abbildung 2-1:	Top-Down-Ansatz zur Entwicklung anforderungsgerechter Behälter.....	11
Abbildung 3-1:	Übersicht zur zusammengetragenen Dokumentensammlung	13
Abbildung 3-2:	POLLUX®-10-Behälter für die Streckenlagerung im Steinsalz.....	15
Abbildung 3-3:	Beispiele für Endlagerkonzepte im Wirtsgestein Tonstein.....	16
Abbildung 3-4:	Der belgische Supercontainer.....	17
Abbildung 3-5:	Französische Behälter für Brennelemente und Kokillen.....	18
Abbildung 3-6:	Die gusseisernen Schweizer Referenzbehälter.....	19
Abbildung 3-7:	Beispiele für Endlagerkonzepte in kristallinem Wirtsgestein.....	19
Abbildung 3-8:	KBS-3-Behälter.....	20
Abbildung 3-9:	Kanadische Endlagerbehälter	21
Abbildung 3-10:	Tschechisches Behälterkonzept	22
Abbildung 3-11:	Das amerikanische STAD-Behälterkonzept	23
Abbildung 3-12:	Amerikanisches Endlagerkonzept für das Yucca-Mountain-Projekt.....	24
Abbildung 3-13:	Ausgewählte keramische Behälterkonzepte.....	25
Abbildung 6-1:	Methodik zur Untersuchung hinsichtlich Übertragbarkeit.....	70
Abbildung 6-2:	Lösungsmatrix zur Entwicklung generischer Behälterkonzepte.....	88

Tabellenverzeichnis

Tabelle 3-1:	Relevante internationale Endlagerprogramme.....	14
Tabelle 5-1:	Grundlegenden Anforderungen an und Funktionen von Endlagerbehältern....	45
Tabelle 5-2:	Zeitliche Abhängigkeit der grundlegenden Behälteranforderungen.....	46
Tabelle 5-3:	Behälteranforderungen für die Endlagerung im Steinsalz	49
Tabelle 5-4:	Behälteranforderungen für die Endlagerung im Tonstein	52
Tabelle 5-5:	Behälteranforderungen beim modifizierten KBS-3-Konzept	55
Tabelle 5-6:	Behälteranforderungen für das Konzept des multiplen ewG	57
Tabelle 5-7:	Behälteranforderungen für das Konzept des überlagernden ewG.....	60
Tabelle 5-8:	Klassifikation relevanter Einwirkungen auf Endlagerbehälter	65
Tabelle 6-1:	Kurzbeschreibung der international entwickelten Behälterkonzepte.....	71
Tabelle 6-2:	Auf die Endlagergebäude wirkende statische mechanische Lasten (Drücke)...	73
Tabelle 6-3:	Anzunehmende thermische und radiologische Randbedingungen.....	75
Tabelle 6-4:	Einige der wesentlichen internationalen Anforderungen an Endlagergebäude.	77
Tabelle 6-5:	Vereinfachte Betrachtung möglicher Wirtsgesteinstypen	91
Tabelle 6-6:	Generische Behälterkonzepte für die verschiedenen Wirtsgesteine	94

1 Motivation und Zielsetzung

Bei der Auswahl eines Standortes für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle (Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle und ausgediente Brennelemente) in Deutschland werden auf Grundlage des Standortauswahlgesetzes von 2017 [1] die drei potenziellen Wirtsgesteine Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein in Betracht gezogen. Die Auswahl eines konkreten Endlagerstandortes kann dabei nicht ohne vorherige Konzeption und Bewertung unterschiedlicher, für die jeweiligen Wirtsgesteine geeignet erscheinender Endlagersysteme erfolgen. Zentraler Bestandteil dieser Endlagersysteme sind die Endlagerbehälter, deren Design maßgeblich die Randbedingungen für die Transport- und Einlagerungstechnik vorgibt und zudem die Nachweise zur Betriebs- und Langzeitsicherheit entscheidend prägt. Daher ist es für die Behälterentwicklung erforderlich, die an Endlagerbehälter zu stellenden Anforderungen systematisch herzuleiten. Auf dieser Grundlage können anforderungsgerechte Endlagerbehälter zielgerichtet für die jeweils zu untersuchenden Endlagerstandorte in unterschiedlichen Wirtsgesteinen entwickelt werden.

Die Entwicklung von Endlagerkonzepten und Endlagerbehältern für hochradioaktive Abfälle fand in Deutschland bis Anfang der 2000er Jahre im Rahmen von FuE-Arbeiten des Bundes (BMWi) in Kooperation mit der kerntechnischen Industrie zielgerichtet für das Wirtsgestein Steinsalz und den potenziellen Standort Gorleben statt. So wurde für die Einlagerungsvariante der Streckenlagerung ein selbstabschirmender Behälter des Typs POLLUX® entwickelt, als Prototyp gebaut, die zugehörige Transport- und Einlagerungstechnik entwickelt und in Demonstrationsversuchen im Rahmen des FuE-Vorhabens „*Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB)*“ erprobt [2].

Für die Einlagerungsvariante der Bohrlochlagerung wurde ein unabgeschirmter Behälter (Brennstabkokille BSK-3) entworfen und mittels eines Dummys die Transport- und Einlagerungstechnik dafür in Demonstrationsversuchen erfolgreich erprobt. Für die in Deutschland bisher durchgeführten Endlagerkonzeptentwicklungen, Grubengebäudeplanungen und vorläufigen Sicherheitsanalysen wurden diese Behälterkonzepte als Grundlage genommen. Weiterhin wurde im Rahmen einer Machbarkeitsstudie für die kerntechnische Industrie untersucht, ob die Einlagerung von Transport- und Lagerbehältern (TLB) technisch möglich ist.

Seit Anfang der 2000er Jahre wurden auch in Deutschland die Wirtsgesteine Tonstein und Kristallingestein intensiver in die Betrachtungen für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle einbezogen, ohne dass jedoch konkrete Behälterentwicklungen stattgefunden hätten. Vielmehr wurden bislang im Rahmen verschiedener Forschungsvorhaben die für ein Endlager in Steinsalz entwickelten Behälterkonzepte zugrunde gelegt bzw. vereinfachend angepasst.

Sämtliche Entwicklungen von Endlagerbehältern für hochradioaktive Abfälle haben in Deutschland vor der Jahrtausendwende stattgefunden. Der gegenwärtige Stand von Wissenschaft und Technik sowie die *Sicherheitsanforderungen zur Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle* des Bundes von 2010 [3] und der Entwurf der *Endlagersicherheitsanforderungsverordnung* von 2020 [4] konnten daher inklusive der neu hinzugekommenen Anforderungen an Rückholbarkeit und Bergbarkeit der radioaktiven Abfälle bzw. Abfallgebinde noch nicht berücksichtigt werden.

Im Forschungsvorhaben KoBrA werden Anforderungen an Endlagerbehälter für hochradioaktive Abfälle erstmals systematisch und unter Berücksichtigung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik hergeleitet. Parallel werden die behälterrelevanten Randbedingungen und Beanspruchungsgrößen für Endlagerbehälter in den drei potenziellen Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein ermittelt. Darauf aufbauend werden die zur Erfüllung der Anforderungen unter den gegebenen Einwirkungen und Beanspruchungen notwendigen Behälterfunktionen bestimmt und erste Konzeptideen für zukünftige Endlagerbehälter diskutiert bzw. entwickelt. Das Vorhaben KoBrA beinhaltet folgende Teilziele:

1. Aufarbeitung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik zu existierenden Anforderungen, Konzepten und Nachweismethoden für Endlagerbehälter und Zusammenstellung der auslegungsrelevanten Behälter-eigenschaften (Arbeitspaket (AP) 1).
2. Systematische Ermittlung behälterrelevanter Randbedingungen und Beanspruchungsgrößen für Endlagerbehälter in den drei potenziellen Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein in Deutschland (AP 2).
3. Systematische Herleitung und Zusammenstellung der Anforderungen an Endlagerbehälter für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle in den drei potenziellen Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein (AP 3).
4. Erarbeitung von Vorschlägen für mögliche Behälterkonzepte für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle in den drei potenziellen Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein (AP 4).

Die im Rahmen des Vorhabens KoBrA erzielten Ergebnisse einschließlich der Herleitung des o. g. methodischen Ansatzes sind in eigenständigen Ergebnisberichten zu jedem Arbeitspaket umfassend und in den nachfolgenden Kapiteln zusammenfassend dargestellt. Kapitel 3 enthält die wesentlichen Ergebnisse der umfangreichen Recherche zum internationalen Stand der Entwicklung von Behälterkonzepten für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle (Arbeitspaket 1) [5]. Kapitel 4 fasst die Ermittlung behälterrelevanter Randbedingungen und Beanspruchungsgrößen für Endlagerbehälter in den drei potenziellen Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein in Deutschland zusammen (Arbeitspaket 2) [6]. Kapitel 5 beinhaltet die wesentlichen Ergebnisse des Kernstückes des Vorhabens KoBrA in Form einer systematischen Herleitung der Anforderungen an Endlagerbehälter für hochradioaktive Abfälle (Arbeitspaket 3) [7]. Darauf aufbauend erfolgt im Kapitel 6 die exemplarische Herleitung von Behälterkonzepten unter Berücksichtigung der wirtsgesteinsspezifischen Anforderungen und Einwirkungen einschließlich Rückholbarkeit und Bergbarkeit unter Anwendung des im Vorhaben KoBrA entwickelten methodischen Ansatzes (Arbeitspaket 4) [8]. Der Bericht schließt im Kapitel 7 mit Schlussfolgerungen und Empfehlungen für die weiteren Schritte auf dem Weg zur Entwicklung anforderungsgerechter Behälterkonzepte für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle.

2 Methodischer Ansatz zur Herleitung von Behälteranforderungen

Die Herleitung von Anforderungen an Endlagerbehälter und der zu ihrer Erfüllung notwendigen Funktionen erfolgt im Vorhaben KoBrA mittels der Systematik eines Top-Down-Ansatzes, dessen Struktur und Prozess in Abbildung 2-1 grafisch dargestellt ist.

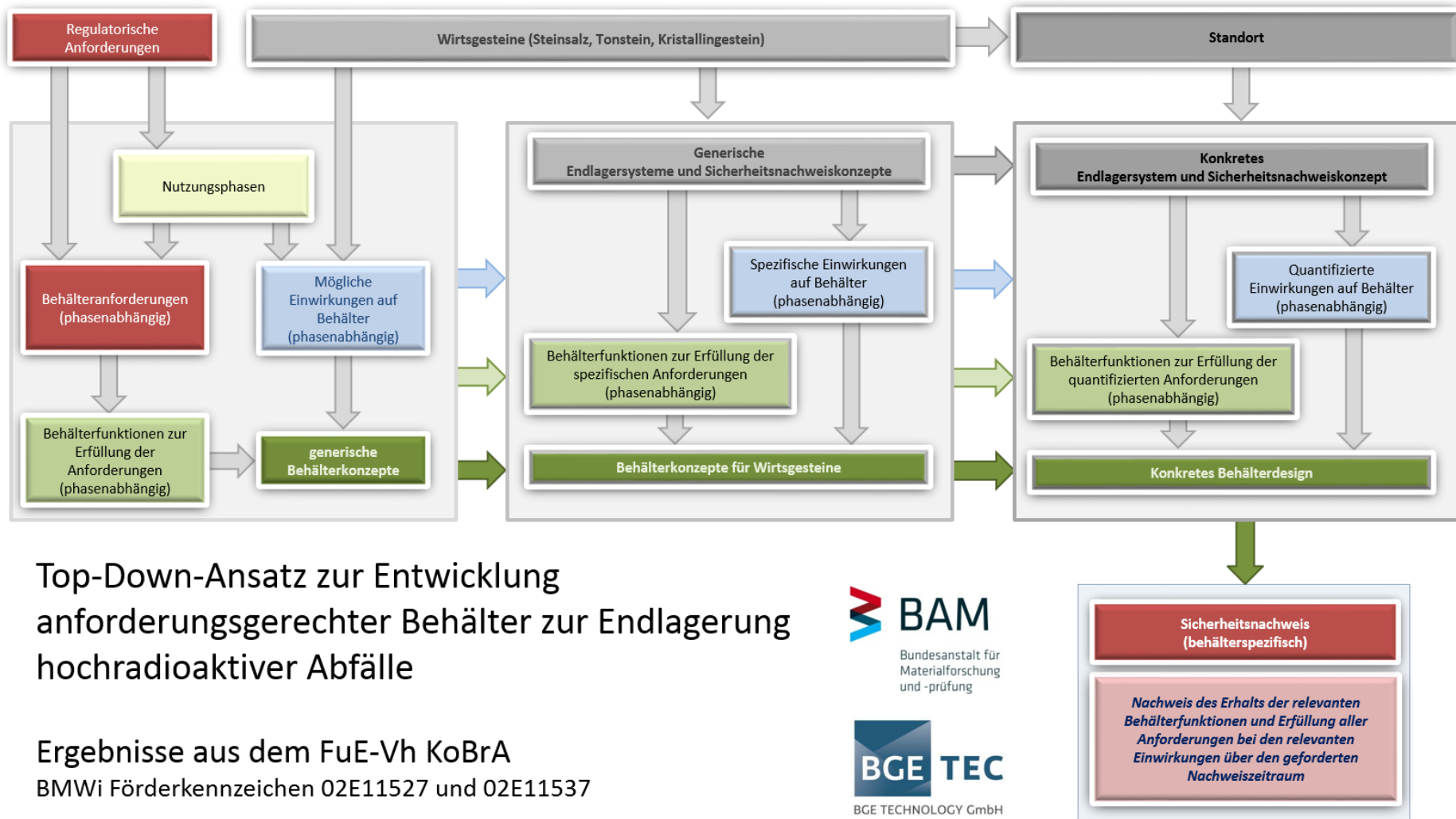
Hierbei werden in einem ersten Schritt die aktuell relevanten nationalen und internationalen Gesetze und Regelwerke zugrunde gelegt. Daraus werden generische, d.h. abstrakte bzw. allgemeine Behälteranforderungen für die jeweiligen, aus den regulatorischen Anforderungen hergeleiteten Nutzungsphasen der Behälter im Endlager entwickelt. Damit werden im Ergebnis nutzungs- bzw. phasenabhängige generische Behälteranforderungen formuliert. Aus diesen wiederum lassen sich die zur Erfüllung der phasenabhängigen Anforderungen notwendigen Behälterfunktionen herleiten.

Ausgehend von den drei zu betrachtenden Wirtsgesteinen (Steinsalz, Tonstein, Kristallingestein) können die möglichen Einwirkungen auf die Behälter für alle Nutzungsphasen ermittelt und phasenabhängig dargestellt werden. Auf dieser Grundlage können schließlich durch Berücksichtigung der möglichen, phasenabhängigen Einwirkungen generische Behälterkonzepte entwickelt werden, die über die geforderten Funktionen zur Erfüllung der phasenabhängigen Anforderungen verfügen.

Im zweiten Schritt des Top-Down-Ansatzes werden generische Endlagersysteme sowie zugehörige Sicherheits- und Nachweiskonzepte für die betrachteten drei Wirtsgesteine einbezogen. Dadurch können sowohl die Behälterfunktionen zur Erfüllung der Anforderungen als auch die Einwirkungen für das jeweilige Wirtsgestein konkreter spezifiziert werden. Im weiteren Verlauf können damit ausgehend von den generischen Behälterkonzepten nunmehr spezifische Behälterkonzepte für die einzelnen Wirtsgesteine entwickelt werden.

Schließlich wird im dritten und letzten Schritt des Top-Down-Ansatzes der im Standortauswahlverfahren festgelegte Endlagerstandort mit seinen spezifischen Eigenschaften und Merkmalen berücksichtigt. Auf Grundlage des für diesen Standort zu entwickelnden konkreten Sicherheits- und Nachweiskonzeptes, der quantifizierten standortbezogenen Einwirkungen sowie der notwendigen Behälterfunktionen zur Erfüllung der quantifizierten standortbezogenen Anforderungen kann das konkrete Behälterdesign für den Endlagerstandort entwickelt werden.

Nachfolgend ist ein behälterspezifischer Sicherheitsnachweis für das konkrete Behälterdesign zu führen. Dabei ist der Nachweis des Erhalts der relevanten Behälterfunktionen zur Erfüllung aller Anforderungen bei den relevanten Einwirkungen über alle Nutzungsphasen hinweg nachzuweisen.



Top-Down-Ansatz zur Entwicklung anforderungsgerechter Behälter zur Endlagerung hochradioaktiver Abfälle

Ergebnisse aus dem FuE-Vh KoBrA

BMW Förderkennzeichen 02E11527 und 02E11537

Abbildung 2-1: Top-Down-Ansatz zur Entwicklung anforderungsgerechter Behälter zur Endlagerung hochradioaktiver Abfälle

3 Anforderungen und technische Konzepte für Behälter in internationalen Endlagerprogrammen

Im Rahmen einer umfassenden Literaturrecherche wurde der nationale und internationale Stand zu Behälteranforderungen und -konzepten für hochradioaktive Abfälle in verschiedenen Wirtsgesteinen erfasst, ausgewertet und in einer Dokumentensammlung zusammengetragen. Diese Dokumentensammlung dient als Informations- und Referenzquelle für das gesamte Vorhaben und auch darüber hinaus. Eine umfassende Darstellung der Ergebnisse dieses Arbeitspaketes findet sich im zugehörigen Bericht [5].

3.1 Systematik, Auswahlkriterien und Umfang der internationalen Recherche

Sowohl die Kategorien als auch die Quellenbasis für die Literaturrecherche wurden nach einem Top-Down-Ansatz ausgewählt. Hauptkriterium für die Auswahl gefundener Dokumente war der Gehalt behälterrelevanter Informationen. Ein entsprechendes mehrstufiges Kategoriensystem für die Dokumentenselektion wurde erstellt. Mehr als 7.200 Dokumente wurden zusammengetragen (siehe Abbildung 3-1), davon mehr als 2.100 in der Kategorie A („direkt behälterrelevant“). Als Quellenbasis für diese Dokumentensammlung wurden die Kernenergieprogramme von insgesamt mehr als 50 Ländern betrachtet, unter denen 45 Länder Endlagerprogramme durchführen oder planen. Für 34 Länder mit Endlagerprogrammen liegen ausreichend Informationen vor, um die Programme eingehender zu betrachten. Der Fokus liegt hierbei, soweit vorhanden, auf der Behälterentwicklung. Die meisten der rund 6.700 gefundenen Dokumente (davon mehr als 2.100 der Kategorie A) stammen aus 11 Ländern mit fortgeschrittenen Endlagerprogrammen, die detaillierter betrachtet worden sind (siehe Tabelle 3-1).

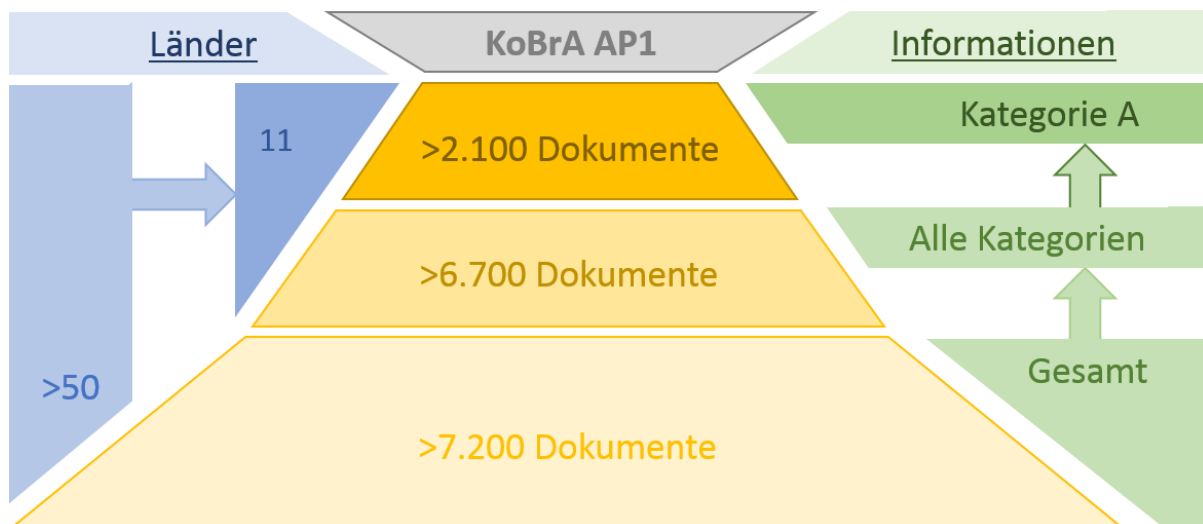


Abbildung 3-1: Hierarchische Übersicht zur in der Literaturrecherche zusammengetragenen Dokumentensammlung mit Einteilung nach Ländern (links) und Kategorien (rechts)

3.2 Relevante internationale Endlagerprogramme

3.2.1 Überblick über internationale Endlagerprogramme und Behälterkonzepte

Unter Verwendung der gewonnenen Informationen wurden die Endlagerprogramme von 34 Ländern betrachtet. Unter diesen haben 30 Länder bereits potenzielle Wirtsgesteinsinformationen erfasst oder erkundet. Kristalline Gesteine kommen in 27 Ländern als potenzielle Wirtsgesteine vor, Tonformationen in 23 Ländern, Salz in 9 Ländern und sonstige Gesteine (vulkanogene Gesteine oder harte Sedimente) in 7 Ländern. Auch der jeweilige Fortschritt der Endlagerprogramme variiert zwischen dem Beginn einer geologischen Datensammlung (z. B. Mexiko) und der Durchführung des Genehmigungsverfahrens (z. B. Schweden) oder der Errichtung (z.B. Finnland). Dementsprechend variieren auch die vorhandenen Informationen zu Behälteranforderungen und -konzepten. Nach dem Stand der Behälterentwicklung in den nationalen Endlagerprogrammen – primär nach dem Vorhandensein von Behältern oder Behälterkonzepten – wurden 11 fortgeschrittene nationale Programme ausgewählt (siehe Tabelle 3-1). Für diese Endlagerprogramme, die die drei potenziellen Wirtsgesteine, die in Deutschland betrachtet werden, abdecken, sind detaillierte Informationen zu den Behälteranforderungen und -konzepten zusammengefasst worden.

Neben den weit fortgeschrittenen Endlagerprogrammen in Frankreich, Finnland und Schweden mit bereits ausgewählten Endlagerstandorten finden sich Programme mit laufender Standortauswahl (Deutschland, Kanada, die Schweiz und Tschechien) und derzeit noch generische Programme (Großbritannien).

Gestein	Land	Standort	Standort- auswahl	Bau- genehmigung	Beginn Endlager- Betrieb	Betreiber	Aufsicht	Quellen
Kristallin	Schweden	Forsmark	2009	≈ 2020	≈ 2030	SKB	SSM	[9]
	Finnland	Olkiluoto	2001	2015	nach 2022	Posiva Oy	STUK	[10, 11]
	Kanada	5 Kandidaten	zeitlich nicht begrenzt			NWMO	CNSC	[12]
	Rep. Korea	offen	k. A.		nach 2040	KHNP	NCS/ KINS	[13, 12]
	Tschechien	7 Kandidaten	2025	bis 2050	2065	SÚRAO	SÚJB	[14]
Tonstein	Belgien	offen	offen			ONDRAF / NIRAS	FANC / AFCN	[15]
	Frankreich	Bure	2013	2022	2025	Andra	ASN	[16, 17]
	Schweiz	3 Kandidaten	2030	nach 2024	2060	Nagra	ENSI	[18]
Kristallin Tonstein Steinsalz	Deutschland	offen	2031	offen		BGE	BASE	[1]
	Groß- britannien		bislang kein Zeitplan			NDA	ONR, Environm. Agencies	[19, 20]
Tuff	Vereinigte Staaten von Amerika	Yucca Mountain (1987-2010)	1987	offen	offen	U.S. DOE	U.S. NRC	[21]
offen		offen	2026	2042	2048			[22]

Tabelle 3-1: *Relevante internationale Endlagerprogramme*
*(abgeschlossene Schritte dieser Programme sind **fett hervorgehoben**)*

Einen Sonderfall mit zwei parallelen Planungen stellen die Vereinigten Staaten von Amerika dar; ein Endlagerprogramm, das 1987 im Standort Yucca Mountain mündete (Genehmigungsantrag 2009 [21]), wurde ab 2010 nicht mehr finanziert. Stattdessen wurde eine Kommission (2010-2012) eingerichtet, um das Endlagerprogramm neu zu bewerten [23]. Als Ergebnis dieser Untersuchung wurde ein Neustart des Standortauswahlverfahrens in den Vereinigten Staaten beschlossen, inklusive neuer Erkundungstätigkeiten. Eine neue Standortentscheidung soll nunmehr bis 2026 getroffen werden [22]. Schließlich wurde 2017 die Weiterführung des Genehmigungsverfahrens für das Yucca-Mountain-Projekt (YMP) wieder gestattet, die notwendige Finanzierung jedoch bislang noch nicht freigegeben [24].

3.2.2 Endlagerprogramme und Behälterkonzepte im Wirtsgestein Steinsalz

Die Endlagerung radioaktiver Abfälle in Steinsalz wird bereits seit den 1950er-Jahren betrachtet [25]. In den Vereinigten Staaten von Amerika werden schwach radioaktive Abfälle aus der Forschung und dem Kernwaffenprogramm seit 1999 in Steinsalz endgelagert (WIPP). Die Untersuchung des Salzstockes Gorleben auf seine Eignung als Endlager für hochradioaktive Abfälle (1978-2013) wird international als Referenz für die Konzeption eines Endlagers in einem Salzstock angesehen. Die Ergebnisse der Erkundungsarbeiten (über- und untertage) wurden u.a. in [26] und [27] veröffentlicht. Mit der vorläufigen Sicherheitsanalyse für den Salzstock Gorleben (siehe [28], [29]) wurde erstmals anhand konkreter Standortdaten eine vollständige Planung und sicherheitstechnische Bewertung (Betrieb und Langzeitsicherheit) eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle in einem Salzstock einschließlich des zugehörigen Behälterkonzeptes durchgeführt. Der für die Streckenlagerung konzipierte vollständig selbstabschirmende Endlagerbehälter des Typs POLLUX®-10 soll die gezogenen Brennstäbe von bis zu 10 DWR-BE (Druckwasserreaktor-Brennelemente) aufnehmen. Das Gesamtgebäude hätte eine Masse von ca. 65 Mg.

Abmessungen und Aufbau sind in Abbildung 3-2 dargestellt. Für die alternative Lagerung der Abfälle in bis zu 300m tiefen vertikalen Bohrlöchern wurde die Brennstabkokille BSK-3 entwickelt, die mit gezogenen Brennstäben aus bis zu 3 DWR-BE beladen werden könnte. Weitere Informationen zu bisher entwickelten Endlagerkonzepten im Steinsalz finden sich im Abschnitt 4.2 dieses Berichtes.

Steinsalz ist kriechfähig (konvergiert), d. h. bergmännisch erstellte Hohlräume schließen sich selbstständig mit der Zeit. Mit Salzgrus verfüllte Strecken werden durch eine druck- und temperaturabhängige Konvergenz kurzfristig verdichtet und langfristig verschlossen. Die wesentliche Barriere für den sicheren Einschluss von Radionukliden ist im zugehörigen Endlagerkonzept das Wirtsgestein selbst (*einschlusswirksamer Gebirgsbereich (ewG)*). Die Endlagerbehälter müssen den sicheren Einschluss des Inventars im Endlagersystem daher bis zur Verdichtung der verfüllten Strecken sowie bei eventuellen Rückholungs- und Bergungsmaßnahmen erfüllen [30].

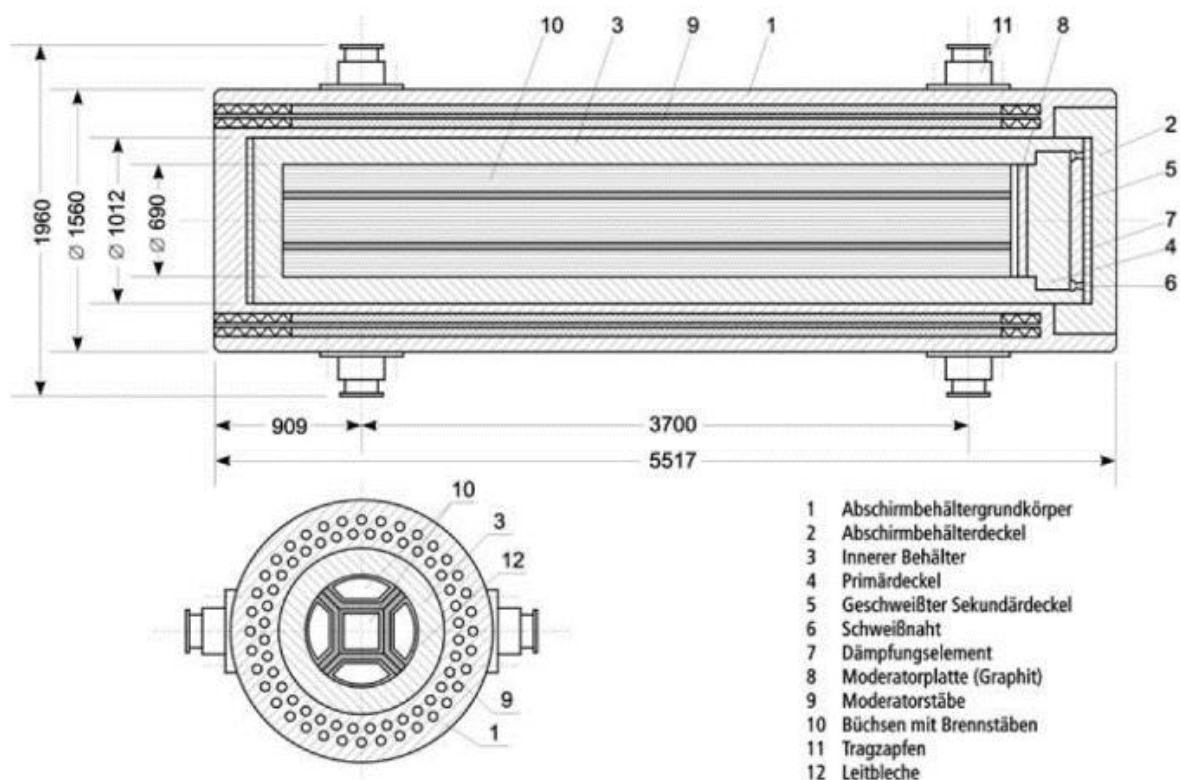


Abbildung 3-2: POLLUX®-10-Behälter für die Streckenlagerung gezogener Brennstäbe im Steinsalz [28]

3.2.3 Endlagerprogramme und Behälterkonzepte im Wirtsgestein Tonstein

Aufgrund der Rückhalteeigenschaften von Tonformationen wird die Einschlussfunktion im Endlagerkonzept maßgeblich dem (nach Verschluss des Endlagers wieder konsolidierten) Wirtsgestein zugeschrieben. Die Anwesenheit von Lösungen in Tonen erfordert eine genaue Betrachtung von Korrosionsprozessen. Die in Belgien, Frankreich und der Schweiz erstellten stählernen Behälterkonzepte (vgl. Abbildung 3-4, Abbildung 3-5 und Abbildung 3-6) priorisieren die Begrenzung bzw. die genaue Modellierbarkeit der Korrosionsvorgänge gegenüber einem Korrosionsschutz durch entsprechende Behältermaterialien. Die hierfür entwickelten Endlagerkonzepte (siehe z. B. das französische und das schweizerische Konzept in Abbildung 3-3) wurden daher für eine möglichst einfache Einlagerung und gegebenenfalls Rückholbarkeit konzipiert.

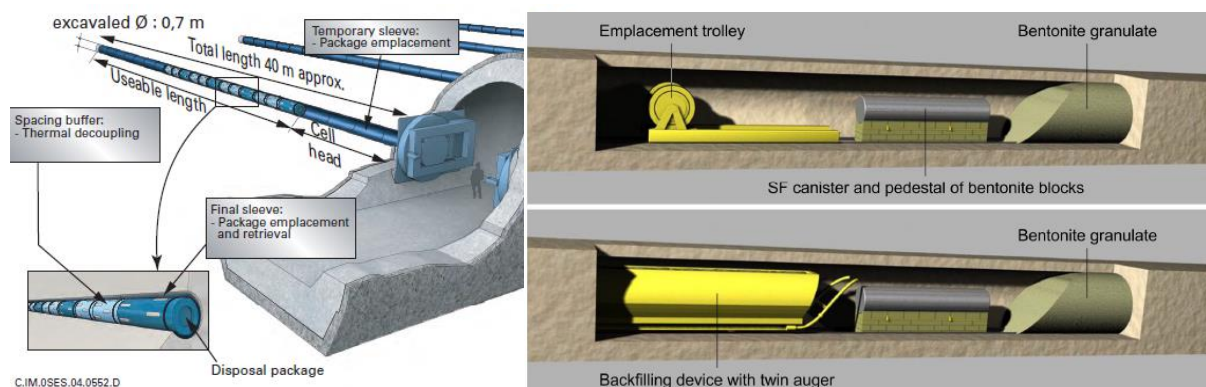


Abbildung 3-3: *Beispiele für Endlagerkonzepte im Wirtsgestein Tonstein.*
Links Einlagerung von Endlagergebinden mit Kokillen in verrohrten Bohrlöchern im französischen Endlager Cigéo [31].
Rechts: Einlagerung von Behältern in mit Bentonit verfüllten Strecken beim schweizerischen Konzept [32].

3.2.3.1 Belgischer Supercontainer

Für die Endlagerung von Brennelementen und Kokillen aus der Wiederaufarbeitung ist in Belgien ein sog. *Supercontainer* (Abbildung 3-4) vorgesehen, der aus dem eigentlichen Gussstahlbehälter und einem 54 bis 75 cm dicken äußeren Betonkörper besteht [33]. Bei der Assemblierung des Supercontainers wird der beladene und verschweißte Stahlbehälter in den vorgefertigten Betonkörper eingepasst; die Hohlräume werden anschließend mit weiterem Beton vergossen. Das gesamte Endlagergebinde hat je nach Beladung – je 2 HLW-Kokillen, 4 DWR-BE oder 1 MOX-BE – eine Gesamtmasse von 30 bis 70 Mg bei einer Höhe von 4,07 bis 6,25 m und einem Durchmesser von 1,65 bis 2,15 m [34]. Der Betonkörper des Supercontainers dient dabei der Wärmeabfuhr, der Abschirmung und der mechanischen Stabilität des Gebindes. Die chemische Zusammensetzung des Betons gewährleistet für lange Zeiträume ein gleichbleibend alkalisches Milieu zur Begrenzung der Korrosion an den Barrieren [33]. Die Supercontainer sollen in Strecken eingelagert und die verbliebenen Hohlräume anschließend mit einem zementbasierten Verfüllmaterial verschlossen werden [35]. Auch dies dient neben der Barrierefunktion gegen den Zutritt wässriger Lösungen der mechanischen Stabilität des Gebindes [33].

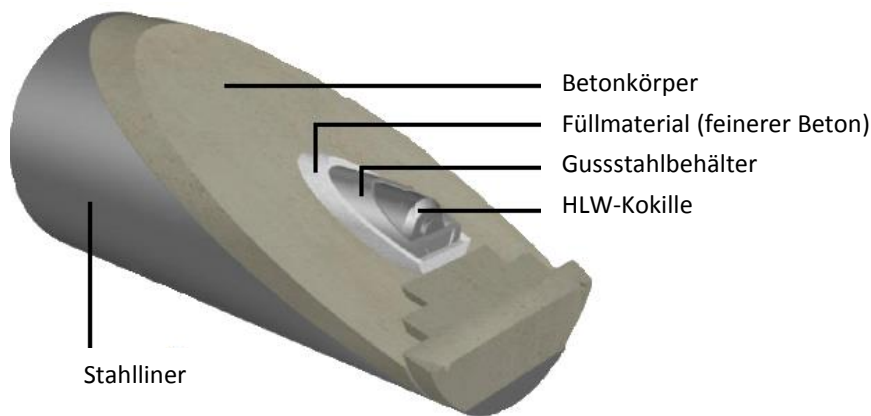


Abbildung 3-4: Der belgische Supercontainer (Stahlbehälter in Betonmantel, nach [33].)

3.2.3.2 Französische Endlagerbehälter

Im französischen Endlagerkonzept wird die Einschlussfunktion für das radioaktive Inventar maßgeblich vom Wirtsgestein (callovo-oxfordianischer Tonstein) übernommen. Das Barrierensystem besteht dabei aus der Abfallmatrix, dem Behälter und dem Wirtsgestein. Der Abfallmatrix kommt hinsichtlich einer Verhinderung bzw. Verzögerung einer Freisetzung besondere Bedeutung zu. Die Stabilität der verglasten Abfälle aus der Wiederaufarbeitung wird mit mehreren hunderttausend Jahren angegeben [36]. Die Behälter dafür (Abbildung 3-5) bestehen aus einer 56 bis 65 mm starken Hülle aus unlegiertem Stahl, die eine Standzeit von ca. 4.000 Jahren gewährleisten soll [31]. Die Materialwahl wird hinsichtlich Korrosion damit begründet, dass das Korrosionsverhalten mit einer großen Genauigkeit bekannt und das Systemverhalten somit mit großer Genauigkeit modellierbar ist [16]. Der Transport im Grubengebäude erfolgt aufgrund der unzureichenden Abschirmung der Endlagergebinde in Transferbehältern, die Einlagerung wird mit Robotern vorgesehen. Für die Einlagerung sowie eine mögliche Rückholung von 6 bis 20 Gebinden sind die Einlagerungsbohrlöcher verrohrt (Abbildung 3-3 links). Als Einheitsbehälter für die Cogema-Kokille CSD-V konzipiert, wurden später weitere Varianten des Behälters für die Einlagerung anderer Kokillenformen entwickelt, die sich in ihren Abmessungen unterscheiden [37].

Für die (lediglich optionale) direkte Endlagerung von Brennelementen wurde eine größere Behältervariante entwickelt (Durchmesser 470 bis 1.165 mm bei 4.500 bis 5.250 mm Höhe), die ein MOX-BE oder vier DWR-BE aufnehmen kann [38]. Entsprechend der im Vergleich zu den verglasten hochradioaktiven Abfällen niedrigeren Beständigkeit der Brennelemente (veranschlagt wurden ca. 10.000 Jahre) ist die Behälterwand als Korrosionsbarriere 110 bis 120 mm stark [31]. Der Behältermantel besteht auch hier aus unlegiertem Stahl, das Innere aus Gusseisen. Der BE-Behälter soll horizontal in langen Großbohrungen eingelagert werden, die allerdings nicht verrohrt sind, sondern eine stählerne Bodenplattierung aufweisen, um Einlagerung und eine mögliche Rückholung zu erleichtern. Um die Behälter soll ein 80 cm starker Buffering aus einem Sand-Bentonit-Gemisch den Zutritt wässriger Lösungen verhindern [31].

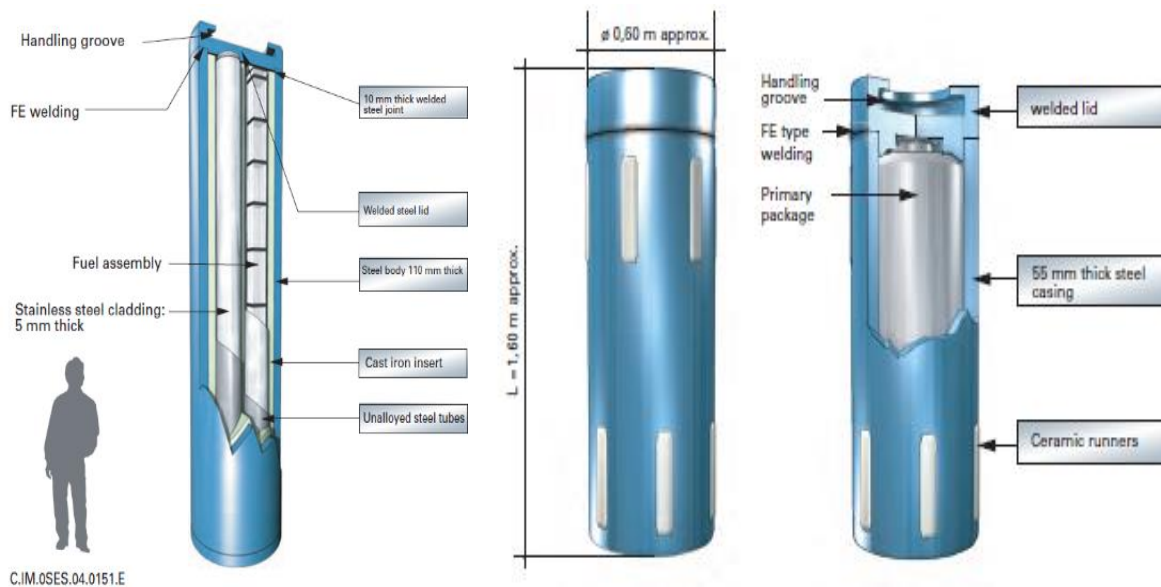


Abbildung 3-5: Französische Behälter für Brennelemente (links) und Kokillen (rechts) [31].

3.2.3.3 Schweizer Referenzbehälter

Nach anfänglichen Planungen der Nagra für einen Behälter des schwedischen Typs KBS-3 (siehe Abschnitt 3.2.4.1) mit einer reduzierten Kupferhülle [39] wurde die äußere Hülle gänzlich weggelassen und ein dickwandiger verschweißter Gussstahlbehälter für Brennelemente oder Kokillen als Referenzkonzept entwickelt (Abbildung 3-6). Sowohl die mechanische Festigkeit als auch die Korrosionsbeständigkeit des Behälters sind dabei sehr konservativ ausgelegt; bei einer Mindestwanddicke von 4,2 cm bei isostatischen Drücken bis 40 MPa und einem angenommenen gleichmäßigem Korrosionsverlust von < 2 cm über 10.000 Jahre beträgt die Wanddicke 14 cm [39]. Die BE-Behälter sind bei einem Durchmesser von 1,05 m bis zu 5,19 m hoch und haben eine Leermasse von 18,0 bis 19,4 Mg (beladen ca. 23 Mg). Die Kokillen-Behälter sind deutlich kleiner, mit einer Länge von 3,07 m bei einem Durchmesser von 72 cm und einer Leermasse von 6,3 Mg (beladen 7,4 Mg) [32, 40]. Die Einlagerung erfolgt horizontal in breiten Strecken (Durchmesser $\approx 2,8$ m), die anschließend mit Bentonit (Buffer) verfüllt werden [32, 41] (Abbildung 3-3 rechts). Zwar begrenzen die Stahlbehälter die Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche ausreichend für die Vermeidung strahlungsinduzierter Korrosion (< 1 Gy/h), aber für Transport und Einlagerung ist zum Schutz des Personals ein Transport- bzw. Transferbehälter vorgesehen [32].

Das Konzept dickwandiger Stahlbehälter ist explizit ein *Referenzkonzept* der Nagra, jedoch wird auch die (nationale und internationale) Entwicklung kupferbeschichteter oder kupfer- bzw. nickel- oder titanumhüllter Behälter weiter betrachtet. Eine abschließende Entscheidung über das Behälterkonzept wird bei einem derzeit projektierten Baubeginn des Endlagers um 2045 um das Jahr 2035 avisiert [42].



Abbildung 3-6: Die stählernen Schweizer Referenzbehälter für (v.l.) 9 SWR- oder 4 DWR-Brennelemente und für 2 Kokillen [40].

3.2.4 Endlagerprogramme und Behälterkonzepte im Wirtsgestein Kristallin

Die bestimmenden Einwirkungen in kristallinen Wirtsgesteinen (siehe Abschnitt 4.4) sind mechanische Lasten aufgrund lithostatischen und hydrostatischen Druckes, der Schwelldruck des zur Begrenzung des Wassertransportes eingebrachten Bentonitbuffers sowie Materialkorrosion infolge der Gegenwart korrosiver Medien. Bei den betrachteten Behälterkonzepten (siehe Abbildung 3-7) handelt es sich daher um robuste Behälter mit einer äußeren Hülle oder Beschichtung aus korrosionsresistenten Materialien, zumeist Kupfer.

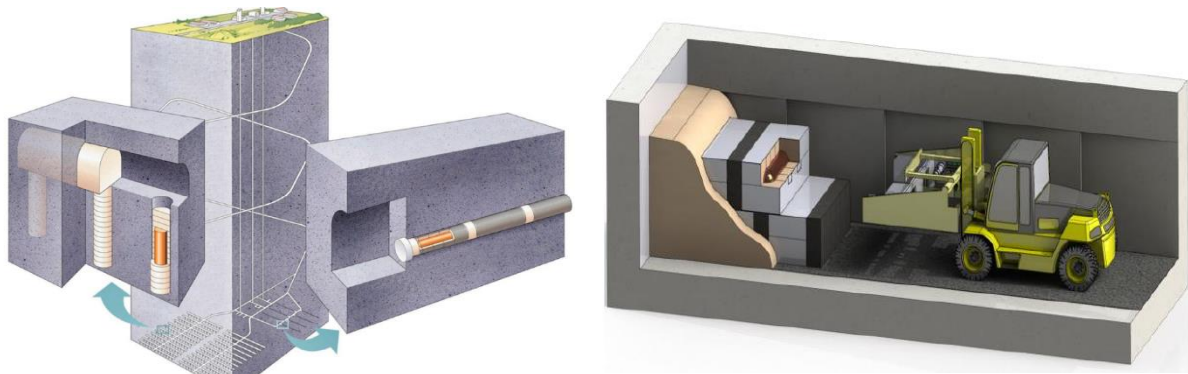


Abbildung 3-7: Beispiele für Endlagerkonzepte in kristallinem Wirtsgestein.
Links: Vertikale Einlagerung von Behältern in mit Bentonit ausgekleideten flachen Bohrlöchern (KBS-3V), alternativ horizontale Einlagerung von mit Bentonitringen umgebenen Behältern (Supercontainer) in Bohrlöchern (KBS-3H) [43].
Rechts: Einlagerung von mit Bentonit umhüllten kanadischen UFC-II-Behältern („buffer-Boxen“) in Einlagerungskammern [44].

3.2.4.1 Das schwedisch-finnische KBS-3-Konzept

Der KBS-3-Behälter ging aus einer Untersuchung mehrerer möglicher Behälterkonzepte für die Endlagerung von Brennelementen im Granitgestein hervor [45]. Neben mechanischer Festigkeit, Korrosionsresistenz, Unterkritikalität und Wärmeabfuhr sind von Anfang an auch

Fertigung, Beladung und Verschluss des Behälters sowie die entsprechende Qualitätssicherung betrachtet worden [46].

Der KBS-3-Behälter besteht aus einer inneren Gusseisenstruktur zur Aufnahme der Brennelemente und einer äußeren 50 mm starken Kupferhülle (Abbildung 3-8 rechts). Der Kupferdeckel wird nach Beladung durch Rührreißschweißen mit dem Mantel verschweißt. Die innere Hülle dient primär der mechanischen Stabilität des Gebindes, die äußere Hülle als Korrosionsschutz. Die verschiedenen Brennelemente finnischer Reaktoren (WWER, SWR und DWR) führen zu Varianten, die sich in Beladungsgeometrie und Länge unterscheiden (Abbildung 3-8 links). Außer in Schweden und Finnland findet sich das weit fortgeschrittene KBS-3-Konzept auch in anderen Ländern konzeptionell (Tschechien/Slowakei, Kanada) oder direkt als Endlagerkonzept (Republik Korea, Taiwan, Slowenien, Litauen, Ungarn) wieder. Fertigung, Beladung und Verschluss sowie Transport und Einlagerung des Behälters wurden an Test- und Prototypbehältern erprobt.



Abbildung 3-8: KBS-3-Behälter. Links Varianten für (v. l.) 12 WWER-, 12 SWR oder 4 DWR-Brennelemente [47]. Mitte: Schnitt durch den Behälter für 12 SWR-BE [46]. Rechts: Gefertigte Test- und Probekörper [48].

3.2.4.2 Kanadische Endlagerbehälter

Im kanadischen Endlagerprogramm werden sowohl kristallines Gestein als auch hartes Sediment als mögliche Wirtsgesteinsformationen untersucht. Für beide Gesteinsarten erfolgte die Entwicklung eines korrosionsresistenten Behälters („Used Fuel Container“, UFC) mit einem umgebenden Bentonitbuffer analog dem KBS-3-Behälter (Abbildung 3-9 links) [49]. Nach einer Neuevaluierung des Barrierensystems wurde der kompaktere UFC-II konzipiert (Abbildung 3-9 Mitte) [44].

Der Mantel des UFC-II besteht aus einem Stahlrohr, das nach der Beladung mit einem halbkugelförmigen Verschlussstück verschweißt wird. Der gesamte Behälter wird anschließend im Kaltsprühverfahren mit einer 3 mm starken Kupferschicht als Korrosionsschutz beschichtet. Die verwendeten Materialien und Verfahren wurden insbesondere unter dem Gesichtspunkt vorhandener technisch-industrieller Infrastruktur und Qualitätskontrolle gewählt. Die Erfüllung der Anforderungen hinsichtlich mechanischer Lasten wurde an Test- und Prototypbehältern getestet. Der unabgeschirmte Behälter soll – zur Abschirmung des Strahlenfeldes, aber auch zum mechanischen Schutz des Behälters und

der Kupferbeschichtung – in Boxen aus hochkompaktiertem Bentonit verpackt werden (Abbildung 3-9 rechts), die dann in Kammern eingelagert werden (Abbildung 3-7 rechts) [44].

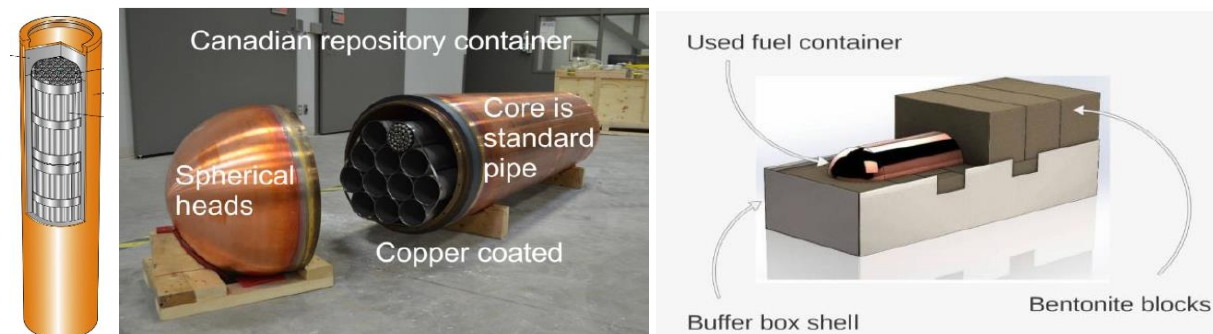


Abbildung 3-9: Kanadische Endlagerbehälter. Links das (2015 verworfene) Konzept des UFC-I [49]; der Bezug zum KBS-3-Behälter ist deutlich erkennbar. Mitte: Gefertigtes Modell des UFC-II [44]. Rechts: Mit Bentonitblöcken umgebener Behälter zur Einlagerung ("buffer box") [44].

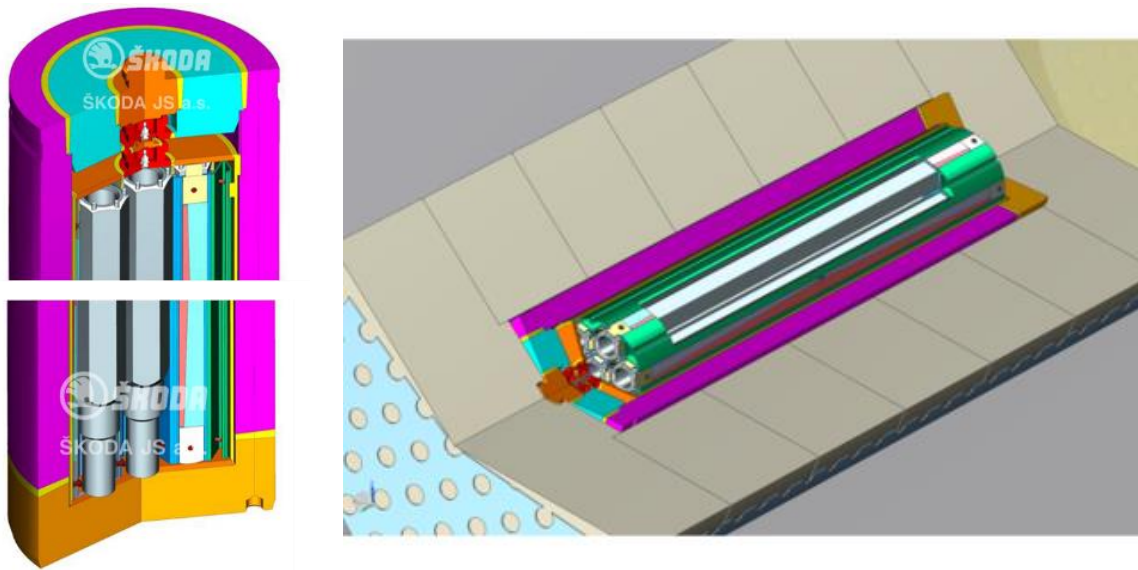
3.2.4.3 Behälterkonzepte in der Republik Korea

Das Koreanische Referenzsystem (KRS-1) sieht ein Endlager in einer Tiefe von 500 m im Granit vor. Entsprechend der vergleichbaren Anforderungen aus der Geologie wurde das schwedisch-finnische KBS-3-Konzept komplett übernommen [50]. Ein Doppelhüllenbehälter (innere Hülle Gusseisen, äußere Hülle Kupfer) soll in flachen, mit Bentonit verfüllten Bohrlöchern eingelagert werden. Der Koreanische Referenzbehälter für Brennelemente (KDC-1) entspricht bis hin zu seinen Abmessungen dem KBS-3-Behälter (Abbildung 3-8) [50]. Es gibt Varianten für die Endlagerung sowohl von DWR-Brennelementen als auch CANDU-Brennstabbindeln [51]. Für die zukünftige Endlagerung keramischer Abfälle aus der Pyroprozessierung, einem Wiederaufbereitungsverfahren, das derzeit in Zusammenarbeit mit Japan und den Vereinigten Staaten erforscht wird, sind Stahlbehälter (Wandstärke 95 mm) mit einer dünneren Kupferbeschichtung (10 mm) als Korrosionsschutz konzipiert worden [52].

3.2.4.4 Tschechische Endlagerbehälter

Die Tschechische Republik plant ein Endlager in etwa 600 m Tiefe im Kristallingestein. Konzeptionell wurde auch hier auf das KBS-3-Konzept zurückgegriffen und das Behälterkonzept angepasst [53]. Es gibt zwei Entwicklungslinien, eine mit Korrosionsakzeptanz und eine mit Korrosionsresistenz. Behälter der Korrosionsakzeptanz-Linie (Abbildung 3-10) bestehen aus einer dünnwandigen (10 mm) inneren Edelstahlhülle und einer dickwandigen (je nach Inventar bis zu 137 mm) äußeren Hülle aus Kohlenstoffstahl. Die Wanddicke richtet sich nach Anforderungen an die mechanische Stabilität und den nachzuweisenden sicheren Einschluss des Inventars unter Einwirkung uniformer Korrosion. Die korrosionsresistente Linie besteht aus einem dickwandigen (63 bis 84 mm) inneren Behälter aus Kohlenstoffstahl und einem dünnwandigen (5 mm) äußeren Behälter aus einem korrosionsresistenten Material (Titan oder Kupfer). Der Behälter soll analog zum KBS-3H-Konzept mit Bentonitringen umhüllt (Abbildung 3-10 rechts) und als Supercontainer horizontal in Strecken eingelagert werden [54]. Die Bentonitringe dienen im Betrieb als Abschirmung und mechanischer Puffer und nach der Einlagerung als geotechnische Barriere gegen wässrige Lösungen. In der benachbarten Slowakei wird aufgrund der weitgehend übereinstimmenden

Geologie ein ähnliches Behälterkonzept erwogen [55]; das Endlagerprogramm ist jedoch weniger weit fortgeschritten als das tschechische.



*Abbildung 3-10: Tschechisches Behälterkonzept für 7 WWER-440-BE [54].
Links: Schnitt durch den Behälter
Rechts: Supercontainer (mit Bentonitringen umhüllter Behälter).*

3.2.5 Weitere Behälterkonzepte

Neben den dargestellten Konzepten für Endlagerbehälter in den Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein sind auch Dokumente zu weiteren Behälterkonzepten ausgewertet worden. Hierzu zählen einerseits hochmodulare Behälter wie der amerikanische STAD ("standardized transport, aging and disposal canister") und Behälter für die Lagerung in offenen (unverfüllten) Strecken im Yucca-Mountain-Projekt (YMP) und andererseits Behälterkonzepte, die statt metallischer Behältermaterialien keramische Werkstoffe vorsehen.

3.2.5.1 Hochmodulare Behälter

Vor dem Hintergrund verschiedener Anforderungen an die Behälterfunktionen von Behältern für Transport, Zwischenlagerung oder Endlagerung von Brennelementen wurden in den Vereinigten Staaten Konzepte für hochmodulare Behälter entwickelt [56]. Dabei werden die Abfälle in dünnwandigen, unabgeschirmten Behältern dicht verpackt, die den sicheren Einschluss gewährleisten. Diese Gebinde können dann, je nach Aufgabe, selbst in spezialisierte Umverpackungen für Transport, Lagerung oder Endlagerung verpackt werden (Abbildung 3-11). Damit wäre z. B. beim Umladen zwischen verschiedenen Behältertypen der sichere Einschluss durch den Primärbehälter weiterhin gegeben; Abschirmung und Wärmeabfuhr müssten allerdings vom Gesamtgebäude übernommen werden. Die Möglichkeit, solche standardisierten Transport-, Abkling- und Endlagerbehälter (STAD) zusammen mit entsprechenden Umverpackungen einzusetzen, wurde bislang jedoch nur konzeptionell untersucht.

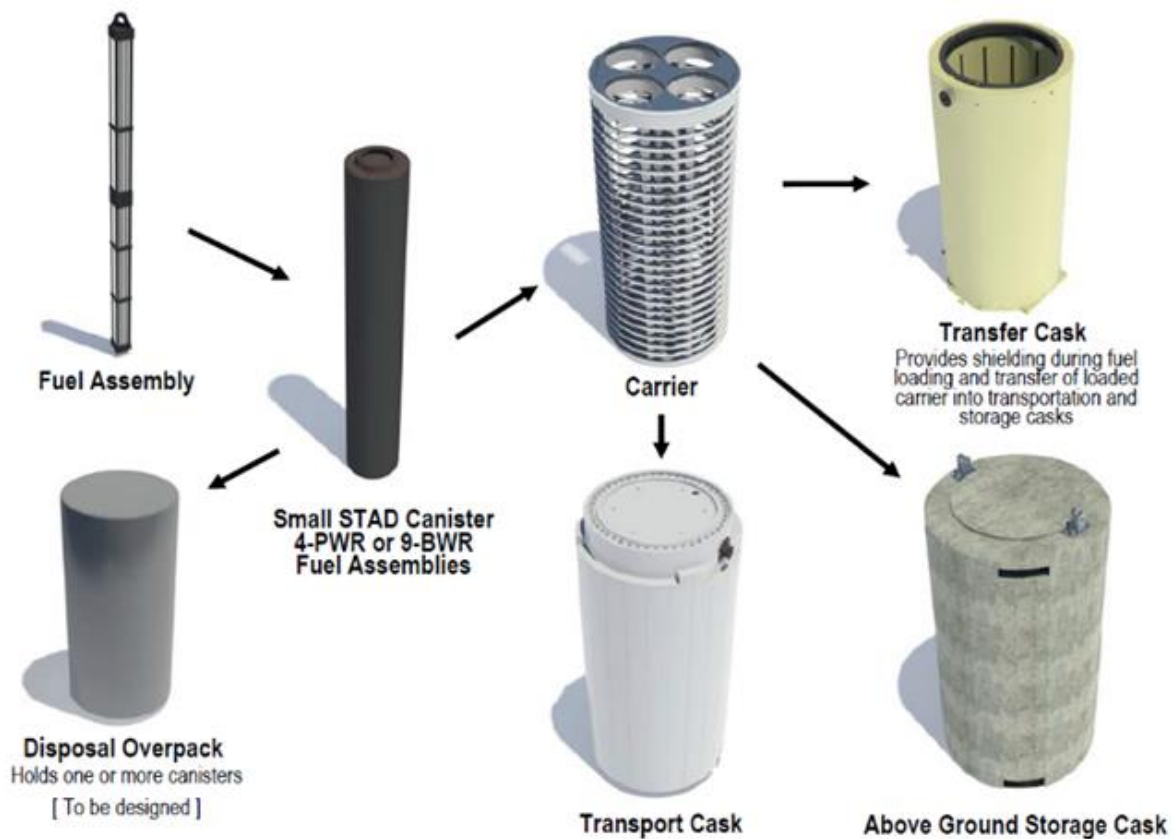


Abbildung 3-11: Das amerikanische STAD-Behälterkonzept sieht einen dünnwandigen Behälter vor, der je nach Verwendung in verschiedene Überbehälter verpackt werden kann [56].

3.2.5.2 Behälter für offene Streckenlagerung (YMP)

Die Behälterkonzepte für das amerikanische Endlagerprojekt im Yucca Mountain in Nevada wurden parallel zur Erkundung des Standortes weiterentwickelt. Der Übergang von der Bohrloch- zur Streckenlagerung, Anpassungen in den technisch realisierbaren Streckendurchmessern und die immer detaillierteren Daten zur Standortgeologie schlugen sich in mehreren Änderungen am Behälterdesign nieder [57]. Ab 1993 wurden große Behälter für 12 bis 21 DWR-BE bzw. 24 bis 44 SWR-BE mit mehrschichtigen Behälterwänden aus korrosionsresistenten Nickellegierungen und Edelstahl für die mechanische Festigkeit konzipiert (Abbildung 3-12, rechts oben). Ab 1998 kamen Behälter für die gemeinsame Endlagerung von HLW-Kokillen aus der Wiederaufarbeitung und Brennelementen aus Schiffsreaktoren der Marine (Abbildung 3-12 rechts unten) dazu. Die Einlagerung soll in unverfüllten Strecken im ungesättigten Bereich (oberhalb des Grundwasserspiegels) des Yucca-Bergmassives erfolgen (Abbildung 3-12 links). Durch die mögliche Luftkühlung und die Temperaturunempfindlichkeit des Wirtsgesteins (Tuff) wird eine Begrenzung der Oberflächentemperatur auf bis zu 200 °C als ausreichend erachtet. Zur Abstützung werden die Strecken mit Edelstahl ausgekleidet; ein „Baldachin“ aus Titan über den Behältern soll von der Oberfläche potenziell eindringendes Sickerwasser abhalten und so lokale Korrosion der Behälter verhindern [57].

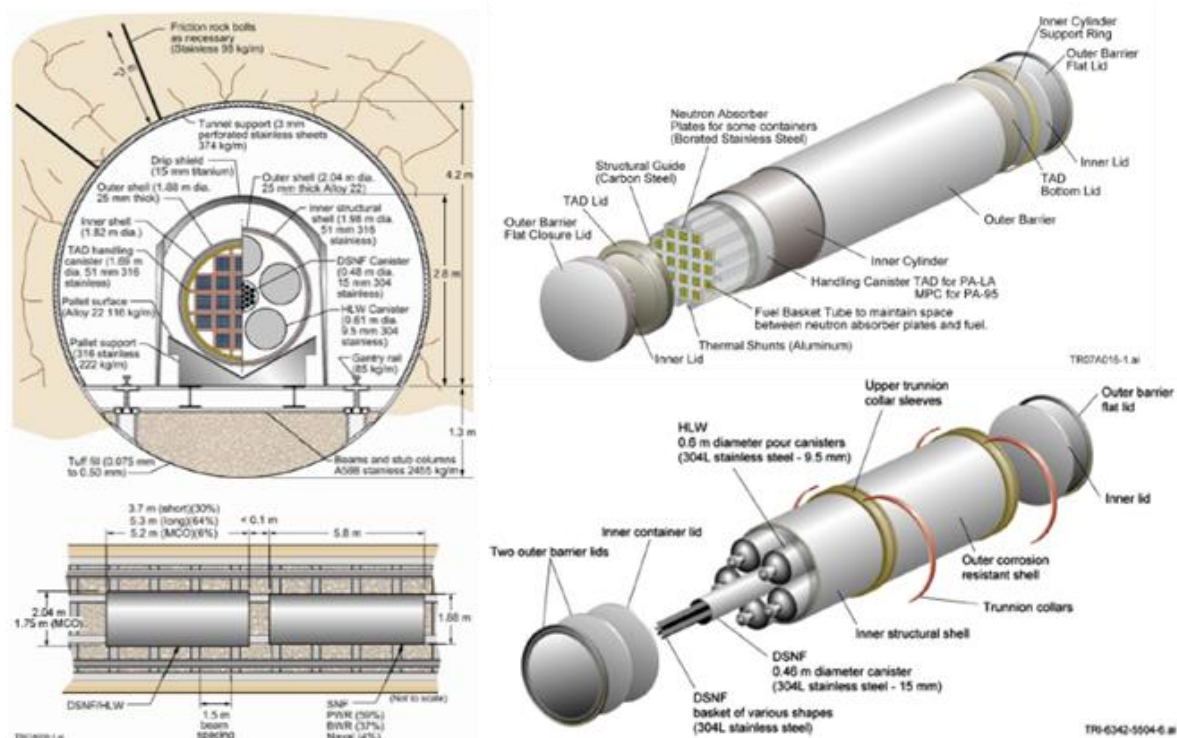


Abbildung 3-12: Amerikanisches Endlagerkonzept für das Yucca-Mountain-Projekt: Links Einlagerung der Behälter in offenen Strecken unter einem Titanbaldachin zum Schutz vor Sickerwasser [57], rechts Behälter für LWR-Brennelemente (oben) sowie für Kokillen und Brennelemente der US-Marine (unten) [57].

3.2.5.3 Keramische Behälter

Im Vergleich zu metallischen Werkstoffen bieten keramische Materialien Vorteile im Hinblick auf statische Lasten und Korrosionsresistenz. Ein keramischer Behälter ist auch in feuchter Umgebung chemisch weitgehend stabil und kann durch Korrosionsprozesse faktisch nicht angegriffen werden. Nachteilig wirkt sich die höhere Materialsprödigkeit aus, insbesondere bei dynamischen oder anisotropen Lasten. Ein limitierender Faktor bisher untersuchter Behälterkonzepte ist die durch verfügbare Fertigungstechnologien begrenzte Größe der Behälter.

In einem schwedischen Konzept von 1978 wurde ein Behälter aus Al_2O_3 konzipiert (Abbildung 3-13 links). Aufgrund der beschränkten Größe des Behälters sollten endzulagernde Brennstäbe aufgerollt und dann verpackt werden [58]. Spätestens mit dem KBS-3-Konzept wurden diese Überlegungen beendet. Ein frühes Schweizer Konzept von 1984 sah die Endlagerung von Kokillen mit wärmeentwickelnden Abfällen aus der Wiederaufarbeitung in Behältern aus Al_2O_3 (Alumina) vor (Abbildung 3-13 Mitte) [59]. Mit der Option der direkten Endlagerung von Brennelementen wurde die Entwicklung größerer Metallbehälter bevorzugt. Als einziges keramisches Behälterkonzept wird derzeit das Andra-Design für einen Behälter aus silika-stabilisiertem Alumina für die Endlagerung von Kokillen weiter erforscht (Abbildung 3-13 rechts) [60].

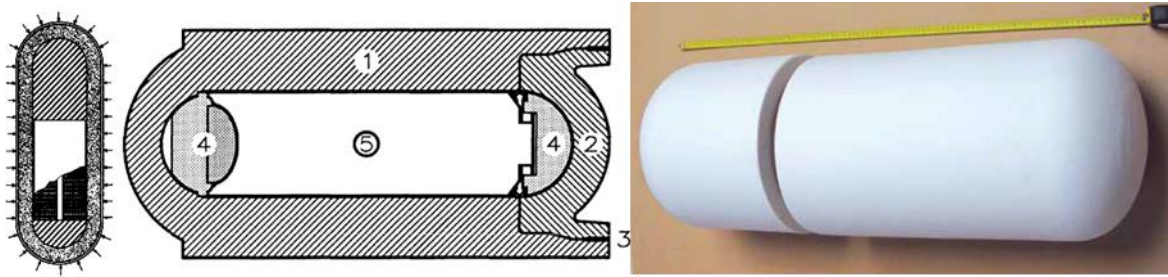


Abbildung 3-13: Ausgewählte keramische Behälterkonzepte. Links: schwedisches Konzept (KBS-2, 1978) für einen Behälter auf Alumina-Basis [58]. Mitte: Schweizer Konzept von 1984 für einen Behälter für HAA-Kokillen auf Alumina-Basis [59]. Rechts: Probebehälter des französischen Konzeptes aus Silika-stabilisiertem Alumina [60].

3.3 Schlussfolgerungen aus der Recherche internationaler Behälterkonzepte

Im Rahmen einer umfassenden Literaturrecherche ist eine umfangreiche Dokumentensammlung zu Behälterkonzepten und -anforderungen erstellt und ausgewertet worden. Die Entwicklung von Behälterkonzepten in den elf bislang am meisten fortgeschrittenen Endlagerprogrammen (siehe Tabelle 3-1) wurde vor dem Hintergrund der jeweils an die Behälter gestellten Anforderungen detailliert ausgewertet und relevante Informationen zusammengetragen. Diese Endlagerprogramme umfassen alle in Deutschland betrachteten potenziellen Wirtsgesteine – Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein – und ergeben gleichzeitig eine Übersicht über verschiedene Stadien der Endlagerprogramme von generischen Forschungsarbeiten im Rahmen der Standortauswahl (z. B. Tschechien, Kanada, Schweiz) bis zum Beginn des Genehmigungsverfahrens für den Endlagerbetrieb (Finnland).

Die international zugrunde gelegten Behälteranforderungen in den betrachteten Endlagerprogrammen lassen sich in schutzzielorientierte und betriebsorientierte Anforderungen unterteilen. Erstere sind aufgrund der international weitestgehend abgeglichenen Schutzzieldefinitionen in den jeweiligen Endlagerprogrammen sehr ähnlich oder sogar gleich (Beispiele sind in Tabelle 6-4 gegeben). Anforderungen hinsichtlich Kritikalitätsausschluss oder der zum Schutz der weiteren Barrieren hinreichenden Abschirmung der von den Radionukliden ausgehenden ionisierenden Strahlung sind international vergleichbar geregelt. Zum Schutz des Multibarrierensystems festgelegte Temperaturgrenzwerte an der Gebindeoberfläche sind dagegen wirtsgesteins- bzw. endlagerkonzeptabhängig definiert, wobei die Verwendung tonbasierter geotechnischer oder geologischer Barrieren in fast allen Fällen zu einer Begrenzung auf maximal 100 °C führt. In Deutschland gilt vorbehaltlich neuer Forschungsergebnisse eine wirtsgesteinsunabhängige Grenztemperatur von 100 °C als vorläufige Sicherheitsanforderung an Behälterkonzepte [1].

Betriebsorientierte Anforderungen ergeben sich in allen internationalen Endlagerprogrammen einerseits aus der Handhabung der Endlagergebäude, woraus sich maximal zulässige Grenzwerte für Temperaturen und Ortsdosisleistung herleiten bzw. aus der Notwendigkeit technischer Hilfsmittel, wie z. B. Transferbehälter. Andererseits resultieren Anforderungen aus Fertigung, Beladung, Transport und Einlagerung der Behälter und der dazugehörigen Qualitätssicherung. Zu diesen Anforderungen zählen z. B. die vollständige Dokumentation

und Identifizierbarkeit der Gebinde, maximale Gebindemassen und -maße sowie verwendete Materialien, Komponenten zur Handhabung (z. B. Tragzapfen, Hebeplize) und die Verfügbarkeit von Fertigungstechnologien (z.B. Schweißtechnologien).

Die Mehrzahl der international betrachteten Behälterkonzepte besteht aus zwar nicht ausreichend für Handhabung und Transport abgeschirmten, aber dennoch mechanisch robusten Behältern. Sie bilden zusammen mit der Abfallform das Endlagergebinde, sind aber für die Handhabung während Transport und Einlagerung auf Transferbehälter angewiesen. Ein Beispiel hierfür ist das schwedisch-finnische KBS-3-Konzept, das auch Vorbild für andere Behälterkonzepte ist.

Behälterkonzepte im Kristallingestein sind durchweg auf lange Standzeiten bis hin zum gesamten landesspezifischen Nachweiszeitraum ausgelegt. Der sichere Einschluss des radioaktiven Inventars muss in einem korrosiven Umfeld mit hohen Gebirgsdrücken konzeptabhängig nachgewiesen werden, in den betrachteten internationalen Konzepten über bis zu 100.000 Jahre. Ein Nachweiszeitraum von 1 Million Jahren, wie er in Deutschland gefordert wird [1], ist weltweit bisher noch nicht betrachtet worden. Die Behälter bestehen meist aus einer eisenbasierten festen inneren Hülle und einer korrosionsresistenten äußeren Hülle oder Beschichtung. Als geotechnische Barriere wird ein Buffer aus Bentonit verwendet. Für Behälterkonzepte im Tonstein werden entsprechend der Barrierewirkung des Wirtsgesteines geringere Standzeiten von einigen tausend Jahren gefordert. Bislang entwickelte Behälterkonzepte bestehen aus Stahl, wobei eine begrenzte Korrosion in Kauf genommen wird. Die bislang nur in Deutschland betrachteten Behälterkonzepte für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle im Steinsalz – selbstabschirmender Doppelhüllenbehälter und unabgeschirmte Kokille – sind entsprechend der dominierenden Barrierefunktion des Wirtsgesteines nur für Standzeiten bis ca. 500 Jahre ausgelegt worden.

4 Maßgebliche Randbedingungen und Einwirkungen für Endlagerbehälter in Deutschland

In einem Endlager für hochradioaktive Abfälle (Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle und ausgediente Brennelemente) ist der Endlagerbehälter einer Vielzahl von mechanischen, thermischen, radiologischen, chemischen und biologischen Einwirkungen ausgesetzt, die kurz-, mittel- und langfristig auf ihn einwirken. Je nach Sicherheits- und Nachweiskonzept muss der Behälter ggf. in Verbindung mit weiteren geotechnischen Barrieren (z. B. Buffer) unter diesen Einwirkungen sicherheitstechnische Funktionen bis zu einem gewissen Zeitpunkt, längstens bis zum Ende des Nachweiszeitraumes von 1 Million Jahren, übernehmen und dementsprechend ausgelegt sein. Dabei ergeben sich die Standort- bzw. konzeptspezifischen Einwirkungen bzw. Beanspruchungsgrößen aus den Randbedingungen des Endlagerstandortes und Endlagerkonzeptes. Randbedingungen sind u.a. die Standortgeologie, die Endlagerteufe, die Art und Weise von Transport und Einlagerung, Rückholungskonzepte oder zu betrachtende Betriebsstörungen und Störfallszenarien.

Aus den Randbedingungen ergeben sich wiederum einerseits unveränderliche Einwirkungen, z. B. aus der am Standort vorliegenden Geologie des Wirtsgesteins, an die das Behälterkonzept angepasst werden muss. Andere Einwirkungen, z. B. die mechanischen Einwirkungen aus der Einlagerungstechnik, sind dagegen variabel und können im Rahmen der Behälter- und Endlagerauslegung sicherheitsgerichtet angepasst werden. Es gibt jedoch auch Randbedingungen und Einwirkungen, die durch den Behälter selbst beeinflusst werden können, wie z. B. das geochemische Milieu in Verbindung mit den gewählten Behältermaterialien. Damit wird deutlich, dass vielfältige Aspekte bei der Erstellung des Behälterkonzeptes und der Behälterauslegung zu berücksichtigen sind.

Im Folgenden werden die Randbedingungen und Beanspruchungsgrößen, die bei der Konzipierung eines Endlagerbehälters für hochradioaktive Abfälle in Deutschland zu berücksichtigen sind, zusammenfassend dargestellt. Einzelheiten sind im umfassenden Bericht zum Arbeitspaket 2 des Vorhabens KoBrA [6] dargestellt.

4.1 Wirtsgesteinsübergreifende behälterrelevante Randbedingungen und Einwirkungen

Eine erste wesentliche Randbedingung für die Entwicklung eines Endlagerbehälters stellt das zu entsorgende Abfallinventar dar. In einem Endlager für hochradioaktive Abfälle in Deutschland sind neben den Abfällen aus der Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente aus den Leistungsreaktoren vorrangig bestrahlte Brennelemente aus den Leistungsreaktoren, sowie aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren zu berücksichtigen. Insgesamt handelt es sich bei den ausgedienten Brennelementen aus den Leistungsreaktoren um ca. 10.173 Mg_{SM} aus Druckwasserreaktoren (DWR), Siedewasserreaktoren (SWR) und Druckwasserreaktoren russischer Bauart (WWER) [61]. Aus deutschen Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren sind Brennelemente bzw. Brennstäbe der Reaktortypen AVR, THTR 300, KNK, Otto-Hahn, BER II, FRM II, FRMZ und RFR zu entsorgen. Bei den Abfällen aus der Wiederaufarbeitung von ausgedienten Brennelementen aus Leistungsreaktoren handelt es sich um insgesamt 3.375 Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Spaltprodukten und Feedklärschlämmen (CSD-V) aus Wiederaufarbeitungsanlagen in Frankreich, Großbritannien und Deutschland, 140

Kokillen mit verglasten mittelradioaktiven Spülwässern (CSD-B) aus der Wiederaufarbeitungsanlage in Frankreich und 4.104 Kokillen mit kompaktierten mittelradioaktiven Brennelementhülsen, Strukturteilen und Technologieabfällen (CSD-C) aus der Wiederaufarbeitungsanlage in Frankreich [62]. Damit wird deutlich, dass in Deutschland für die Konzipierung eines Endlagerbehälters für hochradioaktive Abfälle sehr unterschiedliche Abfallprodukte bzw. Brennelementtypen mit sehr unterschiedlichen Eigenschaftsprofilen zu berücksichtigen sind.

Eine weitere wesentliche Randbedingung stellt die thermische Situation in der jeweiligen geologischen Formation dar. Allgemein nimmt die ungestörte Gebirgstemperatur unabhängig vom jeweiligen Wirtsgestein mit der Tiefe zu und ist daher in erster Linie von der Teufenlage des potenziellen Endlagerstandortes abhängig. Dabei gilt beispielsweise, dass, ausgehend von einer der mittleren Jahrestemperatur in Norddeutschland [63] entsprechenden initialen Gebirgstemperatur an der Oberfläche von ca. 282 K (ca. 8,8 °C), die Temperatur durchschnittlich um ca. 3 K pro 100 m Teufe zunimmt (geothermischer Gradient). In Verbindung mit der Einlagerung von hochradioaktiven Abfällen kommt es zu einer weiteren Erwärmung des umgebenden Wirtsgesteins. Um die Einschlussfunktion des Wirtsgesteins nicht durch die zusätzliche thermische Beanspruchung unzulässig zu beeinträchtigen, ist eine Begrenzung der maximal zulässigen Temperatur erforderlich. Gemäß Standortauswahlgesetz [1] ist diese Temperatur derzeit als vorläufige Grenztemperatur auf 100 °C für alle drei potenziellen Wirtsgesteine festgelegt, die solange gilt, bis durch weitere Forschungsarbeiten eine Verträglichkeit von höheren Temperaturen zweifelsfrei belegt werden kann.

Die dritte wesentliche Randbedingung besteht in Form des standort- und teufenabhängigen Gebirgsdrucks (lithostatischer Druck). Beispielsweise beträgt der Grundspannungszustand im Salzstock Gorleben ca. 18,8 MPa bei einer Teufe von 870 m [29]. Für eine generische Tonformation im Modellgebiet SÜD des Vorhabens ANSICHT wurde eine mittlere Gesteinsdichte von 2520 kg/m³ angenommen. Bei einer Teufe von 800 m würde der lithostatische Druck demnach ca. 19,8 MPa betragen [64].

Eine weitere wirtsgesteinsübergreifende Randbedingung ist die Begrenzung der Dosisleistung am bzw. in der Nähe des Behälters aus Gründen der Betriebssicherheit (Strahlenschutz) zur Minimierung der Strahlenexposition des Betriebspersonals gemäß § 8 des Strahlenschutzgesetzes [65]. Hierfür gelten innerhalb kerntechnischer Anlagen betriebliche Regelungen und, soweit es sich um einen Behälter handelt, der auf öffentlichen Verkehrswegen transportiert wird, die Grenzwerte des ADR/RID [66] (0,1 mSv/h in 2 m Abstand nach ADR 7.5.11-CV33-3.3c sowie 7.5.11-CV33-3.5c für ausschließliche Verwendung). Als Planungsvorgabe für den POLLUX[®]-Behälter wurde seinerzeit die zulässige Dosisleistung an der Gebindeoberfläche auf 2 mSv/h und im Abstand von 1 m auf 0,1 mSv/h begrenzt [67].

Schließlich steht die Transport- und Einlagerungstechnik unmittelbar in Wechselwirkung mit dem Behälterdesign und den daraus resultierenden Handhabungslasten der Behälter. Dabei ist es sowohl möglich, den Behälter an die gewählte Technik anzupassen, als auch die Technik an einen zu wählenden Behältertyp. Daher empfiehlt sich eine simultane (Weiter-) Entwicklung von Technik und Behälterkonzept zur Optimierung der Transport- und Einlagerungstechnik.

4.2 Behälterrelevante Randbedingungen und Einwirkungen im Wirtsgestein Steinsalz

Im Steinsalz wurde dem Behälter in den bisher erarbeiteten Endlagerkonzepten keine Barrierefunktion im Hinblick auf den Langzeitsicherheitsnachweis zugeschrieben. Unbeschadet dessen muss der Behälter jedoch die wesentliche Sicherheitsfunktion des sicheren Einschlusses des radioaktiven Inventars während der Handhabungsvorgänge bei der Einlagerung sowie bei einer potenziellen Rückholung gewährleisten. Darüber hinaus muss er auch die Anforderungen im Hinblick auf eine eventuelle Bergung innerhalb von 500 Jahren nach dem Verschluss des Endlagers gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU [3] und dem Referentenentwurf der Endlagersicherheitsanforderungsverordnung [4] erfüllen.

Grundsätzlich sind Steinsalzformationen von sehr hoher Trockenheit geprägt, so dass Mikroorganismen sehr ungünstige Lebensbedingungen vorfinden, insbesondere wenn hohe Temperaturen von bis zu 200 °C hinzukommen. Allerdings hängen die konkreten Temperaturverhältnisse einerseits von der zuvor erläuterten teufenabhängigen Gebirgstemperatur ab, die z.B. in 800 m Tiefe ca. 33 °C beträgt, und andererseits von der Zerfallswärmeleistung der radioaktiven Abfälle und dem zugehörigen Behälterdesign. Mit den gemäß StandAG [1] derzeit anzusetzenden vorläufigen Grenztemperatur von 100 °C, die mit zunehmender Lagerdauer aufgrund des radioaktiven Zerfalls kontinuierlich abnimmt, ist die Anwesenheit von Mikroorganismen nicht auszuschließen und es sind standortspezifisch ihre möglichen Wirkungsmechanismen insbesondere im Zusammenhang mit lokal auftretenden Wässern und Lösungen im Hinblick auf die Behälterintegrität einschließlich des Bergbarkeitszeitraumes zu untersuchen.

Weitere Randbedingungen werden aus den bisher erarbeiteten Endlagerkonzepten und den dafür entwickelten Einlagerungstechniken, die im Rahmen der zugehörigen Forschungsprojekte VSG (Vorläufige Sicherheitsanalyse Gorleben) [29], KOSINA [68] und DIREGT [69] behandelt wurden, in das Vorhaben KoBrA einbezogen. Dabei wird in der Betrachtung der in den jeweiligen Vorhaben erarbeiteten Randbedingungen implizit unterstellt, dass die zugrunde gelegten Behälterkonzepte grundsätzlich für eine Endlagerung in Frage kommen, ohne dass ihre Eignung im Einzelnen bereits nachgewiesen wäre.

Im Wirtsgestein Steinsalz wurden bislang vier unterschiedliche Endlagerkonzepte betrachtet. Beim Konzept der Streckenlagerung [29] sollten demnach als Endlagerbehälter einerseits die für Steinsalz konzipierten und ausgelegten POLLUX®-Behälter für hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung und ausgedienten Brennelemente aus den Leistungsreaktoren und andererseits die für den Transport und die Zwischenlagerung zugelassenen Transport- und Lagerbehälter (z. B. des Typs CASTOR®) für die ausgedienten Brennelemente aus den Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren in horizontalen Strecken des Endlagerbergwerkes abgelegt und mit Salzgrus verfüllt werden. Beim Konzept der vertikalen Bohrlochlagerung [29] in Steinsalz sollten rückholbare Brennstabkaskaden für die hochradioaktiven Abfälle genutzt und in bis zu 300 m tiefe vertikale Bohrlöcher mit einer Verrohrung, die mit Sand verfüllt wird, eingelagert werden. Beim Konzept der direkten Endlagerung von Transport- und Lagerbehältern in horizontale Kurzbohrlöcher [69] sollten die hochradioaktiven Abfälle in für den Transport und die Zwischenlagerung zugelassenen Transport- und Lagerbehälter einzeln auf verlorenen Schlitten in horizontale kurze Bohrlöcher eingeschoben werden. Beim Konzept der horizontalen Bohrlochlagerung [68] würden für

Steinsalz konzipierte und ausgelegte Brennstabkokillen für hochradioaktive Abfälle in bis zu 100 m lange verrohrte Bohrlöcher eingelagert werden.

Für die Planung des Grubengebäudes müssen die Anforderungen aus der Transport- und Einlagerungstechnik berücksichtigt werden. Gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU [3] ist die Durchörterung des einschlusswirksamen Gebirgsbereiches zu minimieren bzw. gemäß Referentenentwurf der Verordnung über die sicherheitstechnischen Anforderungen an die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle [4] ist die Verletzung des Gebirges im Endlagerbereich auf ein unvermeidliches Ausmaß zu beschränken. Das bedeutet, dass die Hohlräume so klein wie möglich gehalten werden müssen, was Einfluss auf die Transport- und Einlagerungstechnik haben kann und damit auch auf die Größe der Endlagerbehälter.

Im erarbeiteten Konzept der Streckenlagerung war vorgesehen worden, die Behälter (z.B. POLLUX®) übertage mittels eines Brückenkrans auf einen innerbetrieblichen Plateauwagen zu legen. Der beladene Plateauwagen sollte über den Schacht nach unter Tage transportiert und gleisgebunden mittels batteriebetriebener Elektrolokomotive an den Einlagerungsort gebracht werden. Dort sollte der Behälter mittels einer speziellen Einlagerungsvorrichtung an den Tragzapfen angeschlagen, auf der Sohle abgelegt und der Hohlraum um den Behälter abschließend mit Salzgrus verfüllt werden [29].

Bei der im Konzept der vertikalen Bohrlochlagerung vorgesehenen rückholbaren Brennstabkokille handelt es sich um einen Behälter ohne ausreichende Abschirmung. Zur Gewährleistung der Betriebssicherheit für das Personal beim Transport und der Einlagerung muss die rückholbare Brennstabkokille daher in einem Transferbehälter transportiert und hantiert werden. Der mit der rückholbaren Brennstabkokille beladene Transferbehälter würde übertage wie der POLLUX®-Behälter mittels eines Brückenkrans auf einen Plateauwagen geladen werden. Wie bei der Streckenlagerung würde auch bei der vertikalen Bohrlochlagerung der beladene Plateauwagen über den Schacht nach unter Tage transportiert und dann gleisgebunden zum Einlagerungsort transportiert. Hier würde der Transferbehälter mittels einer Einlagerungsvorrichtung vom Plateauwagen abgehoben und nach Herausfahren des Wagens gedreht und auf der Bohrlochschleuse abgesetzt werden. Mittels eines Greifers, der am Tragpilz der rückholbaren Kokille angreift, könnte die Kokille dann an einem Seil in das verrohrte Bohrloch abgelassen und nach Zurückziehen des Greifers die Verrohrung mit Sand verfüllt werden. Der leere Transferbehälter würde erneut gedreht und auf den Plateauwagen abgelegt und wieder nach übertage transportiert werden. Nachdem das Bohrloch komplett mit rückholbaren Brennstabkokillen und Sand verfüllt worden ist, würde das Bohrloch verschlossen werden [29].

Beim Konzept der direkten Endlagerung von Transport- und Lagerbehältern wurde vorgesehen, den Transport- und Lagerbehälter übertage mittels eines Brückenkrans auf einen sogenannten Schachttransportwagen umzuladen. Der beladene Schachttransportwagen sollte dabei über den Schacht nach unter Tage zur Umladestation im Füllort transportiert werden. Dort würde der Transport- und Lagerbehälter auf einem verlorenen Schlitten, der auf der Streckentransport- und Einlagerungsvorrichtung liegt, umgeladen. Der verlorene Schlitten ist nötig, da die unterschiedlichen Transport- und Lagerbehälter unterschiedliche Geometrien besitzen. Mittels zweier batteriebetriebener Elektrolokomotiven würde die beladene Streckentransport- und Einlagerungsvorrichtung zum Einlagerungsbohrloch transportiert werden. Am Einlagerungsbohrloch angekommen, würde der Oberwagen der Streckentransport- und Einlagerungsvorrichtung gedreht und arretiert werden. Mittels eines

Teleskopzylinders würde der mit dem Transport- und Lagerbehälter beladene verlorene Schlitten in zwei Schritten auf keramischen Schienen in das horizontale Bohrloch eingeschoben werden. Nach Rückzug der Teleskopzylinder würde der Spalt zwischen Behälter und Bohrloch mit Salzgrus verfüllt werden [69].

Auch im Konzept der horizontalen Bohrlochlagerung wäre die Brennstabkokille ein Behälter ohne ausreichende Abschirmung und müsste daher zur Gewährleistung der Betriebssicherheit für das Personal beim Transport und der Einlagerung in einem Transferbehälter transportiert und hantiert werden. Der mit der rückholbaren Brennstabkokille beladene Transferbehälter würde übertage ebenfalls mittels eines Brückenkrans auf einen Plateauwagen geladen. Auch hier würde der Plateauwagen über den Schacht und danach gleisgebunden zum Einlagerungsbohrloch transportiert. Am Bohrloch angekommen, würde der Transferbehälter mit dem Bohrloch gekoppelt und die Brennstabkokille in das Bohrloch eingeschoben, wobei die Verrohrung zur Verringerung der Reibung mit Panzerrollen über die gesamte Länge des Bohrloches ausgestattet wäre. Der Einschub der Brennstabkokille wurde in zwei Teilschritten geplant. Im ersten Teilschritt würde die Brennstabkokille mittels einer Schubkette in das Bohrloch geschoben. Dafür wäre der Transferbehälter so zu modifizieren, dass die Schubkette sich entweder im Transferbehälter befände oder aber an den Transferbehälter angebracht werden könnte. Dieser Vorgang würde mit zwei weiteren Brennstabkokillen wiederholt. Danach würde an der Bohrlochsleuse ein Gestängeeinschub mit Gestängemagazin angebracht. Mit diesem würden die drei Brennstabkokillen bis ans Ende des Bohrloches geschoben. Diese Vorgänge würden solange wiederholt werden, bis das komplette Bohrloch mit Brennstabkokillen befüllt wäre. Eine Verfüllung des Bohrloches mit Sand oder ähnlichen Materialien wurde nicht geplant. Das Bohrloch würde nach Abschluss der Einlagerung mittels eines Bohrlochverschlusses verschlossen [68].

Wie beschrieben, können die Transport-, Handhabungs- und Einlagerungsvorgänge sehr unterschiedlich ablaufen. Die dabei auf den Behälter wirkenden Lasten können infolgedessen sehr unterschiedlich ausfallen. Die Behälter müssen daher die aus dem jeweiligen Transport- und Einlagerungskonzept resultierenden Lasten abtragen können.

Nach erfolgter Einlagerung werden die Einlagerungsstrecken, Bohrlochüberfahrungsstrecken, Querschläge und Richtstrecken verfüllt. Aus den Verfüll- und Verschlussmaterialien und der Verfüll- und Verschluss technik resultieren Randbedingungen für und Einwirkungen auf die Endlagerbehälter, da die Materialien unter den spezifischen Umgebungsbedingungen in Verbindung mit weiteren Medien in Wechselwirkung treten können und hierfür beispielsweise Korrosion oder eine Veränderung des geochemischen Milieus zu vermeiden ist.

Für die einzelnen Einlagerungskonzepte wurde als Verfüll- und Verschlusskonzept vorgesehen, die Einlagerungsstrecken, Bohrlochüberfahrungsstrecken und Querschläge mit trockenem Salzgrus zu verfüllen. Die Richtstrecken würden dagegen mit angefeuchtetem Salzgrus (maximal 0,6 Gew.-% MgCl_2 -gesättigte Lösung) versetzt werden, damit die gewünschte Konvergenz des Salzgruses beschleunigt wird [68].

4.3 Behälterrelevante Randbedingungen und Einwirkungen im Wirtsgestein Tonstein

Im Tonstein wurde dem Behälter in den bislang erarbeiteten Endlagerkonzepten keine Barrierefunktion im Hinblick auf den Langzeitsicherheitsnachweis außerhalb des Bergbarkeitszeitraumes von 500 Jahren zugeschrieben, [70], [71]. Unbeschadet dessen muss der Behälter die wesentliche Sicherheitsfunktion des sicheren Einschlusses des radioaktiven Inventars während der Handhabungsvorgänge bei der Einlagerung sowie bei einer potenziellen Rückholung gewährleisten. Darüber hinaus muss er auch die Anforderungen im Hinblick auf eine eventuelle Bergung innerhalb von 500 Jahren nach dem Verschluss des Endlagers gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU [3] und dem Referentenentwurf der Endlagersicherheitsanforderungsverordnung [4] erfüllen.

Für den nach bisherigen Überlegungen im Zusammenspiel mit dem Behälter einzusetzenden Bentonitbuffer wurde die Dosisleistung an der Gebindeoberfläche im KBS-3-Konzept auf $< 1 \text{ Gy/h}$ begrenzt. Dies soll Schädigungen von Barrieren aus Bentonit verhindern [47].

In Tonstein ist abhängig vom spezifischen Milieu die Gegenwart relevanter Populationen von Mikroorganismen zu erwarten. In [72] wurden die für die Langzeitsicherheit relevanten mikrobiellen Prozesse im Tonstein näher untersucht. Dabei sind Eisen(III)-reduzierende, sulfatreduzierende, fermentierende, methanproduzierende und methanoxidierende Mikroben in jeder Tonformation zu unterstellen. Es zeigte sich außerdem, dass nur ein kleiner Teil der Mikroben unter den Bedingungen des Endlagersystems metabolisch aktiv ist, aber weitere inaktive Mikroben bei Änderung der Bedingungen, z.B. wenn die Temperaturen durch die Einlagerung der Endlagergebinde steigen, metabolisch aktiv werden können. Darüber hinaus lässt sich aus den damals vorliegenden experimentellen Daten schließen, dass Tongesteine Elektronendonatoren und –akzeptoren in ausreichender Menge enthalten, so dass die Mikroben, wenn auch mit potenziell niedrigen Stoffwechselraten, über lange Zeiträume aktiv bleiben können. Zusätzliche Quellen an Elektronendonatoren und –akzeptoren werden unweigerlich z.B. durch Buffer und Endlagergebinde ins Endlager eingebracht, weshalb sich die Mikrobenaktivität weiter verstärken kann.

Zusätzlich ist im Tonstein mit Wässern und Lösungen zu rechnen, die sich in Menge und Hydrochemie standortspezifisch unterscheiden.

Für unterschiedliche Tongesteinsarten wurden die thermischen, hydraulischen und mechanischen Materialeigenschaften in [73] zusammengefasst. Hierbei zeigt sich, dass die spezifische Wärmekapazität für alle Tongesteinsarten nahezu gleich ist. Die Wärmeleitfähigkeit in Schichtungsebene und senkrecht zur Schichtungsebene sowie der thermische Längenausdehnungskoeffizient unterscheiden sich bei den einzelnen Tonsteinarten zum Teil stark. Auch die hydraulischen Eigenschaften wie Porosität, fließwirksam effektive Porosität und Permeabilität in Schichtungsebene und senkrecht zur Schichtungsebene sind zum Teil sehr unterschiedlich. Bei den mechanischen Eigenschaften der Korndichte, des Biot-Koeffizienten und der Querdehnungszahl variieren die Werte innerhalb gewisser Grenzen. Der Elastizitätsmodul dagegen ist bei den einzelnen Tongesteinsarten sehr unterschiedlich [74].

Weitere Randbedingungen werden aus den bisher erarbeiteten Endlagerkonzepten und den dafür entwickelten Einlagerungstechniken, die im Rahmen der zugehörigen Forschungsprojekte ERATO [75], ANSICHT [70, 71] und LABRADOR [76] behandelt wurden,

in das FuE-Vorhaben KoBrA einbezogen. Dabei wird in der Betrachtung der in den jeweiligen Vorhaben erarbeiteten Randbedingungen implizit unterstellt, dass die zugrunde gelegten Behälterkonzepte grundsätzlich für eine Endlagerung in Frage kommen, ohne dass ihre Eignung im Einzelnen bereits nachgewiesen wäre.

Für das Wirtsgestein Tonstein wurden zwei unterschiedliche Endlagerkonzepte betrachtet. Bei einer Streckenlagerung wurden dabei als mögliche Endlagerbehälter einerseits POLLUX®-Behälter für die hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung und ausgedienten Brennelemente aus den Leistungsreaktoren [70] und andererseits die für den Transport und die Zwischenlagerung zugelassenen CASTOR®-Behälter für die ausgedienten Brennelemente aus den Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren vorgesehen [76]. Bei einer Bohrlochlagerung wurden rückholbare Brennstabkaskotten als Endlagerbehälter für die hochradioaktiven Abfälle vorgesehen [76, 71].

Auch im Tonstein müssen bei der Planung des Grubengebäudes die Anforderungen aus der Transport- und Einlagerungstechnik berücksichtigt werden. Ebenfalls gilt, dass gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU [3] die Durchörterung des einschlusswirksamen Gebirgsbereiches zu minimieren ist bzw. gemäß dem Referentenentwurf der Verordnung über die sicherheitstechnischen Anforderungen an die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle [4] die Verletzung des Gebirges im Endlagerbereich auf ein unvermeidliches Ausmaß zu beschränken ist. Somit sind die Hohlräume so klein wie möglich zu halten, was wiederum Einfluss auf die Transport- und Einlagerungstechnik haben kann und damit auch auf die Größe der Endlagerbehälter.

Bei der Streckenlagerung im Tonstein wurde im bislang erarbeiteten Konzept die gleiche Transport- und Einlagerungstechnik vorgesehen wie bei der Streckenlagerung im Steinsalz. Allerdings würden die Behälter nicht auf der Sohle, sondern auf einem Sockel aus Bentonit-Formsteinen abgelegt werden. Nach Ablegen des Behälters auf dem Sockel würde der Resthohlraum mit vorgepresstem Buffer-Granulat verfüllt werden.

Auch bei der Bohrlochlagerung im Tonstein wurde die gleiche Transport- und Einlagerungstechnik vorgesehen wie bei einer vertikalen Bohrlochlagerung im Steinsalz. Es wurde ebenfalls eine Verfüllung des Bohrloches mit Sand vorgesehen. Jedoch wäre bei der Bohrlochlagerung im Tonstein aufgrund der Eigenschaften des umliegenden Gesteins das Bohrloch anders aufgebaut als im Steinsalz. Das Einlagerungsbohrloch müsste bis zur Beladung durch einen Außenliner stabilisiert werden. Dieser wäre perforiert, damit sich der Buffer aus Bentonit, der zwischen Außenliner und Innenliner (Einlagerungsbohrloch) liegt, aufsättigen kann, d.h. so viel Feuchte aufnehmen kann, dass die Poren schließlich zu 100% gefüllt sind. Nach vollständiger Füllung des Einlagerungsbohrloches mit rückholbaren Brennstabkaskotten und Sand würde die zur Einlagerung verwendete Bohrlochschleuse demontiert werden und der Innenliner würde abgeschnitten und dann lösungsdicht verschlossen werden (verschraubt oder verschweißt). Anschließend würde als Abschluss über dem Innenliner eine 1 m starke Tonschicht als Bufferabschluss eingebracht werden. Das Einlagerungsbohrloch würde durch ein ca. 5 m mächtiges Bentonit-Dichtelement und ein ca. 3 m mächtiges Betonwiderlager (im Bereich des Bohrlochkellers) verschlossen werden.

Wie auch beim Wirtsgestein Steinsalz gilt, dass die Transport-, Handhabungs- und Einlagerungsvorgänge sehr unterschiedlich ablaufen und infolgedessen die dabei auf den Behälter wirkenden Lasten sehr unterschiedlich ausfallen können. Die Behälter müssen daher

die aus dem jeweiligen Transport- und Einlagerungskonzept resultierenden Lasten abtragen können.

Nach erfolgter Einlagerung würden die Einlagerungsstrecken, Bohrlochüberfahrungsstrecken, Querschläge und Richtstrecken verfüllt werden. Aus den Verfüll- und Verschlussmaterialien und der Verfüll- und Verschlusstechnik resultieren Randbedingungen für und Einwirkungen auf die Endlagerbehälter, da die Materialien unter den spezifischen Umgebungsbedingungen in Verbindung mit weiteren Medien in Wechselwirkung treten können und beispielsweise Korrosion ermöglichen. Daher ist eine Veränderung des geochemischen Milieus oder eine Schädigung der geotechnischen Barrieren zu vermeiden.

Bei einer Streckenlagerung wurde als Verfüll- und Verschlusskonzept vorgesehen die Einlagerungsstrecken mit Buffermaterial zu verfüllen. Die Querschläge und Richtstrecken sollten mit arteigenem aufbereitetem Ausbruchmaterial versetzt werden. Zusätzlich sollten Migrationssperren in den Querschlägen an der Einmündung in die Richtstrecken, Streckenverschlüsse in den Richtstrecken an der Grenze zum Infrastrukturbereich und Verschlüsse in den Schächten eingebaut werden [70].

Bei einer Bohrlochlagerung wurde als Verfüll- und Verschlusskonzept vorgesehen, die Einlagerungsstrecken mit arteigenem aufbereitetem Ausbruchmaterial zu versetzen. Es wurden weiterhin einfache Streckenverschlüsse an der Einmündung der Querschläge der Einlagerungsfelder in die Richtstrecken sowie redundante Streckenverschlüsse beim Übergang von den Richtstrecken in den Infrastrukturbereich und Schachtverschlüsse vorgesehen [71].

4.4 Behälterrelevante Randbedingungen und Einwirkungen im Wirtsgestein Kristallin

Für Kristallingestein wurden in Deutschland im Hinblick auf den Langzeitsicherheitsnachweis für das Endlagersystem unterschiedliche Konzepte betrachtet. Während einerseits beim modifizierten KBS-3-Konzept der sichere Einschluss der Radionuklide durch die Eigenschaften des Endlagerbehälters im Verbund mit dem umgebenden Buffer in einem vertikalen Bohrloch für den gesamten Nachweiszeitraum von 1 Million Jahre gewährleistet werden muss, wird andererseits bei Konzepten mit ewG der sichere Einschluss durch das Wirtsgestein oder ein überlagerndes Deckgebirge mit sehr geringer hydraulischer Leitfähigkeit in Verbindung mit den (geo-)technischen Barrieren zugrunde gelegt [77]. Daraus ergeben sich für den Endlagerbehälter konzeptabhängig sehr unterschiedliche Anforderungen an die Lebensdauer und Barrierefunktion. Siehe dazu die Ausführungen im Abschnitt 4.3 des Berichtes zum Arbeitspaket 3 dieses Vorhabens.

Für den nach bisherigen Überlegungen im Zusammenspiel mit dem Behälter einzusetzenden Bentonitbuffer wurde im KBS-3-Konzept die Dosisleistung an der Gebindeoberfläche auf $< 1 \text{ Gy/h}$ begrenzt. Dies soll Schädigungen von Barrieren aus Bentonit verhindern [47].

Aufgrund bislang fehlender Daten zu den mechanischen, hydraulischen, chemischen und thermischen Gesteinseigenschaften sowie die Hydrochemie der zirkulierenden Grundwässer und Art und Umfang vorhandener Mikroorganismen für Kristallingestein in Deutschland können gegenwärtig keine behälterspezifischen Randbedingungen hergeleitet werden. Vielmehr wäre dafür eine standortspezifische Erkundung unabdingbar.

Weitere Randbedingungen werden aus den bisher erarbeiteten Endlagerkonzepten und den dafür entwickelten Einlagerungstechniken, die im Rahmen des zugehörigen Forschungsvorhabens KONEKD [77] behandelt wurden, in das Vorhaben KoBrA einbezogen. Dabei wird in der Betrachtung der in diesem Vorhaben erarbeiteten Randbedingungen implizit unterstellt, dass die dort zugrunde gelegten Behälterkonzepte grundsätzlich für eine Endlagerung in Frage kommen, ohne dass ihre Eignung im Einzelnen bereits nachgewiesen wäre. Für Kristallingestein in Deutschland wurden im Vorhaben KONEKD drei unterschiedliche Einlagerungskonzepte betrachtet, die mit nachfolgenden Behälterkonzepten verknüpft sind.

Das erste Konzept, ein modifiziertes KBS-3-Konzept, basiert auf der Einlagerung einer ca. 5 m langen kupferummantelten Brennstabkokille in einem etwa 11 m tiefen vertikalen Bohrloch. Der Behälter ist im Bohrloch von einem Bentonitbuffer umgeben, der durch ein Hartgesteinwiderlager oberhalb des Bohrlochs gegen den Quelldruck des Bentonits in Position gehalten wird [77].

Wesentlich für die dauerhafte Einschlusswirkung bei diesem Endlagerkonzept ist eine nachzuweisende Korrosionsfestigkeit und Barrierefunktion der Behälter für den gesamten Nachweiszeitraum von 1 Million Jahren. Die Dicke der Kupferhülle wurde vor diesem Hintergrund und unter Bezugnahme auf das schwedisch-finnische Endlagerkonzept [47] auf 5 cm angesetzt. Der den Behälter umgebende Buffer trägt dazu bei, den Lösungszutritt zu verzögern, den Behälter vor Scherbewegungen im Gestein zu schützen und freigesetzte Radionuklide in begrenztem Umfang durch Sorption zurückzuhalten. Das Buffermaterial wird so ausgewählt, dass das geochemische Milieu in Behälternähe nicht negativ im Sinne der Langzeitsicherheit verändert wird. Durch einen hohen Quelldruck des Buffers soll zudem mikrobielle Aktivität eingeschränkt werden [78]. Die anderen geotechnischen Barrieren im Grubengebäude dienen der Begrenzung des Lösungszutritts und der Vermeidung einer Erosion des Buffers [77].

Das zweite Konzept basiert auf der Endlagerung einer 5 m langen kupferummantelten Brennstabkokille in einem vertikalen ca. 11 m tiefen, verrohrten Bohrloch im sogenannten multiplen ewG. Es wird angenommen, dass solche Gebirgsbereiche, die nicht stark geklüftet und relativ homogen sind, durch Erkundung identifiziert werden können. Auf einen Buffer wurde in diesem Konzept verzichtet. Stattdessen soll das Bohrloch um die Kokille mit Sand verfüllt und durch einen Bohrlochverschluss aus Bentonit und mit einem Widerlager abgedichtet werden. Der sandgefüllte Ringraum zwischen Kokille und Liner dämpft mögliche Gebirgsbewegungen (z. B. Bewegungen entlang von Klüften bei Spannungsänderungen im Gebirge) und verhindert eine Kontaktkorrosion zwischen Behälter und Liner. Ein stählerner Bohrlochliner würde den Behälter und seine dünne Kupferhülle vor direktem Kontakt mit dem abrasiven Gestein schützen und eine eventuelle Rückholung erleichtern bzw. ermöglichen. Transport- und Lagerbehälter (z. B. des Typs CASTOR®) mit Brennelementen aus Forschungs-, Versuchs- und Prototypreaktoren sollen in Einlagerungsstrecken abgelegt und mit einem Buffer umgeben werden [77].

Der Zugang zu den Einlagerungsbereichen ist durch langzeitstabile Verschlussbauwerke zu verschließen. Für den Fall eines vorzeitigen technischen Versagens von Verschlussbauwerken müssten innerhalb jedes ewG weitere redundante und diversitäre Barrieren vorhanden sein (Bohrlochverschluss, Endlagerbehälter). Weitere geotechnische Barrieren im Grubengebäude würden der Begrenzung des Lösungszutritts dienen [77].

Für das dritte Konzept wurde ein überlagernder ewG angenommen (Sedimentschicht aus Steinsalz oder Tonstein). Ausgediente Brennelemente aus den Leistungsreaktoren und die hochradioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung sollten dabei in POLLUX®-Behältern und die ausgedienten Brennelemente aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren in Transport- und Lagerbehältern (z. B. des Typs CASTOR®) eingelagert werden. Ein langzeitstabiler Korrosionsschutz wurde für diese Endlagervariante als nicht erforderlich angesehen [77].

Bei der Einlagerung in Strecken bzw. in vertikalen Bohrlöchern wurde die gleiche Transport- und Einlagerungstechnik vorgesehen wie bei der Streckenlagerung bzw. vertikalen Bohrlochlagerung im Steinsalz.

4.5 Behälterspezifische Einwirkungen aus Betriebsstörungen und Störfällen

Neben den Lasten aus der Handhabung während des Normalbetriebes bei Einlagerung und ggf. Rückholung sowie den Einwirkungen durch Behälterinventar und geologisches Umfeld müssen Endlagerbehälter auch für auftretende Lasten in Folge von Betriebsstörungen und Störfällen ausgelegt sein. Dies gilt ergänzend auch für sicherheitsrelevante Zusatzeinrichtungen entsprechend den jeweiligen Endlagerkonzepten, wie z. B. Transferbehälter.

Mögliche Anforderungen an die Endlagerbehälter aus Betriebsstörungen und Störfällen leiten sich aus Betriebsstörungs- und Störfallanalysen für jedes Endlagerkonzept unter Berücksichtigung der jeweiligen spezifischen Gegebenheiten her. Dabei sind die spezifischen Betriebs- und Handhabungsabläufe der Behälter für den gesamten Einlagerungsprozess sowie auch für eine mögliche Rückholung hinsichtlich möglicher Betriebsstörungen und Störfallszenarien auszuwerten und daraus resultierende mögliche zusätzliche Einwirkungen auf die Behälter herzuleiten, die bei der Auslegung ggf. zu berücksichtigen sind. In der Regel sind Einwirkungen aus Betriebsstörungen im Vergleich zu Störfalleinwirkungen von geringer Relevanz. Zusätzlich lässt sich der Endlagerbetrieb durch geeignete technische Maßnahmen entsprechend optimieren.

Im Folgenden wird zusammenfassend beschrieben, welche Arbeiten bisher in Bezug auf die Analyse von Betriebsstörungen und Störfällen in einem Endlager für hochradioaktive Abfälle in Deutschland durchgeführt wurden.

4.5.1 Behälterspezifische Einwirkungen aus Betriebsstörungen

Für die in Deutschland bislang entwickelten Endlagerkonzepte mit unterschiedlichen Einlagerungsvarianten für hochradioaktive Abfälle im Steinsalz wurden bereits Betriebsstörungsanalysen für die Einlagerung durchgeführt. Für die Wirtsgesteine Tonstein und Kristallingestein existieren bislang keine Betriebsstörungsanalysen. Da bei den bislang betrachteten Endlagerkonzepten in den Wirtsgesteinen Tonstein und Kristallingestein praktisch die gleichen Handhabungsschritte und die gleiche Transporttechnik wie im Steinsalz zugrunde gelegt wurde, sind unter diesen Prämissen auch die Betriebsstörungsanalysen im Wesentlichen auf alle Wirtsgesteine übertragbar.

Im Rahmen des FuE-Vorhabens „*Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB)*“ [2] wurden Handhabungsversuche zur Streckenlagerung von POLLUX®-Behältern in

Steinsalz durchgeführt. Zielsetzung dieser Handhabungsversuche war der Nachweis der technischen Realisierbarkeit eines Einlagerungssystems gemäß dem POLLUX®-Konzept einschließlich sämtlicher maschinen- und bergbautechnischer Komponenten und Anlagenteile mit den zum damaligen Zeitpunkt verfügbaren Mitteln. Des Weiteren war der Nachweis der Sicherheit des Transportbetriebes insbesondere unter dem Aspekt des Strahlenschutzes zu erbringen. Im Rahmen der Handhabungsversuche zur Streckenlagerung wurden auch Versuche zur Behebung von Betriebsstörungen durchgeführt. Die möglichen Betriebsstörungen des Einlagerungssystems wurden hinsichtlich ihrer Auswirkungen analysiert, um deren Behebung systematisch zu planen. Die so geplanten Maßnahmen wurden durchgeführt und verbessert, um detaillierte Maßnahmen für ein späteres Betriebshandbuch des Endlagers zu dokumentieren und Abschätzungen der Personendosen des eingesetzten Personals vornehmen zu können [2].

Der Einlagerungsprozess der Brennstabkockille BSK-3 in vertikale Bohrlöcher wurde einschließlich einer Betriebsstörungenanalyse im Rahmen des FuE-Vorhabens DENKMAL [79] näher untersucht.

In beiden Fällen zeigten die Ergebnisse der Betriebsstörungenanalysen, dass hieraus keine zusätzlichen auslegungsrelevanten Randbedingungen für oder Einwirkungen auf den Behälter resultieren.

Im Rahmen des FuE-Vorhabens DIREGT III [69] wurde eine Betriebsstörungenanalyse für den Transport- und Einlagerungsvorgang für Transport- und Lagerbehälter mit Bruttomassen von bis zu 160 Mg durchgeführt.

Im FuE-Vorhaben KOSINA [68] wurde ein Konzept für ein Endlager in flach lagernden Salzschieben einschließlich eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes entwickelt, bei dem auch eine Betriebsstörungenanalyse für den Transport- und Einlagerungsvorgang durchgeführt wurde.

Die Ergebnisse dieser beiden Betriebsstörungenanalysen zeigen, dass mehrere Betriebsstörungen zu zusätzlichen mechanischen oder thermischen Einwirkungen auf die Behälter führen und auch auslegungsrelevant werden können. Konkrete Zahlenwerte für diese Ereignisse liegen allerdings aufgrund des Konzeptcharakters der Studien (im Gegensatz zur o.g. Streckenlagerung oder vertikalen Bohrlochlagerung) bislang nicht vor, so dass auch kein konkretes Betriebsstörungsereignis als auslegungsrelevant identifiziert werden konnte.

4.5.2 Behälterspezifische Einwirkungen aus Störfällen

Im Rahmen des FuE-Vorhabens DEAB wurden 1989 die potenziellen Störfälle bei einer Einlagerung von POLLUX®-Behältern im Steinsalz analysiert und zusammengefasst [80]. Etwa 30 Jahre später wurde im Rahmen des FuE-Vorhabens KOSINA [68] festgestellt, dass sich die seinerzeit vorgenommene Störfallanalyse auch auf die anderen bis dato betrachteten Einlagerungsvarianten im Steinsalz übertragen lässt. Demgegenüber wurden für die bislang betrachteten Endlagerkonzepte in den Wirtsgesteinen Tonstein und Kristallingestein noch keine Störfallanalysen durchgeführt. Da sich die Betriebs- und Handhabungskonzepte der bislang erarbeiteten Endlagerkonzepte in den unterschiedlichen Wirtsgesteinen nur geringfügig unterscheiden, ist davon auszugehen, dass sich die Ergebnisse der auf Steinsalz bezogenen Störfallanalyse im Wesentlichen übertragen lassen. Allerdings sind Störfallanalysen und die daraus resultierenden möglichen Einwirkungen auf die

Endlagerbehälter grundsätzlich vom Endlagerkonzept und dessen Behälter- sowie Betriebs- und Handhabungskonzept abhängig und daher am jeweils aktuellen Stand der Endlagerplanungen und des relevanten Regelwerkes zu orientieren.

Die im Rahmen des FuE-Vorhabens DEAB ermittelten Störfallszenarien wurden in zwei Klassen unterteilt [80]. Dies sind einerseits Störfälle, die in ihren radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung durch die Auslegung der Anlage (Technik) und/oder die Auslegung der Abfallgebinde begrenzt werden (Klasse 1). Andererseits sind es Störfälle, bei denen radiologische Auswirkungen auf die Umgebung durch Auslegung der Anlage und/oder der Abfallgebinde vermieden werden (Klasse 2). Bei Störfällen der Klasse 1 wurde der Nachweis der Einhaltung der Störfallgrenzwerte nach der damals gültigen StrlSchV betrachtet.

Bei der zukünftigen Auslegung von Endlagerbehältern sind abhängig vom Endlagerkonzept die aus den jeweils zugehörigen Störfallanalysen resultierenden Einwirkungen zu berücksichtigen, die sich mehr oder weniger von den bislang betrachteten Störfallszenarien und Einwirkungen unterscheiden können. Dabei sind sowohl Einwirkungen von außen (EVA) als auch Einwirkungen von Innen (EVI) auf das Endlagergebinde bzw. den Endlagerbehälter zu berücksichtigen.

4.6 Behälterspezifische Randbedingungen und Einwirkungen aus der Forderung nach Rückholbarkeit

Gemäß den Sicherheitsanforderungen des BMU [3] und dem Referentenentwurf der Verordnung über die sicherheitstechnischen Anforderungen an die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle [4] ist eine geplante Möglichkeit zur Rückholung der bereits eingelagerten Endlagergebinde bis zum Ende der Betriebsphase [3] bzw. bis zum Beginn der Stilllegungsarbeiten [4] des Endlagers vorzusehen. Das bedeutet, dass die Endlagerbehälter den sicheren Einschluss des Inventars sowie ihre Handhabbarkeit ggf. in Zusammenspiel mit einem Transferbehälter bei einer Rückholung ebenso gewährleisten müssen wie beim vorangehenden Einlagerungsvorgang.

Zu diesem Zweck müssen für eine eventuelle Rückholung der Endlagergebinde konkrete technische Konzepte erarbeitet werden. Aus der Zielstellung eines langfristig sicheren Einschlusses des radioaktiven Inventars kann für die Rückholbarkeit der Endlagergebinde ein sog. „Re-Mining-Konzept“ abgeleitet werden. Dieses berücksichtigt entsprechend dem gewählten Endlagerkonzept zunächst die planmäßige Einlagerung der Endlagergebinde sowie deren Versatz und den Verschluss der Strecken. Im Falle einer Entscheidung zur Rückholung müssen die Endlagergebinde dann durch bergbauliche Tätigkeiten wieder freigelegt und unter Einhaltung betrieblicher und strahlenschutztechnischer Belange aus dem Endlager entfernt werden. Durch dieses Vorgehen käme den Endlagergebinden in den Einlagerungsbereichen über den gesamten Betriebszeitraum bis zum spätesten Zeitpunkt einer möglichen Rückholung unmittelbar vor dem endgültigen Verschluss des Endlagers [3] bzw. bis zum Beginn der Stilllegungsarbeiten [4] eine passive Sicherheitsfunktion zu. In die vorgesehene Entwicklung des Endlagersystems wird dabei nicht eingegriffen, so dass beispielsweise im Steinsalz die aus der Gebirgskonvergenz resultierende Versatzkompaktion ungestört ablaufen kann und die Endlagergebinde langfristig sicher eingeschlossen werden. Erst bei der Umsetzung eines getroffenen Rückholungsbeschlusses wird in diese Entwicklung eingegriffen. Um den konkreten Rückholungsvorgang und die dafür notwendigen bergbaulichen Tätigkeiten zu erleichtern, können innerhalb eines Endlagerkonzeptes

verschiedene Maßnahmen vorgesehen werden, ohne dass hiermit eine Beeinträchtigung der Langzeitsicherheit verbunden wäre [81].

Mögliche Rückholungskonzepte für die Strecken- und vertikale Bohrlochlagerung in den Wirtsgesteinen Steinsalz und Tonstein wurden im Rahmen des Forschungsvorhabens ERNESTA [82] entwickelt. Dabei wurden auf Basis der zuvor entwickelten Einlagerungs- und Behälterkonzepte mögliche Rückholungsstrategien und -techniken betrachtet. Im Ergebnis wurde festgestellt, dass hieraus keine Randbedingungen und Einwirkungen resultieren, die zu Lasteinwirkungen auf den Endlagerbehälter führen, die über diejenigen hinausgehen, denen der Endlagerbehälter während der Handhabung bei der Einlagerung ausgesetzt ist.

Für die direkte Einlagerung von Transport- und Lagerbehältern in horizontale Kurzbohrlöcher wurden zwei Varianten betrachtet, die technisch machbar erschienen, jedoch wurde hierfür bislang kein konkretes Rückholungskonzept entwickelt [81].

Für die horizontale Bohrlochlagerung im Wirtsgestein Steinsalz und für alle Konzepte im Wirtsgestein Kristallin wurden bislang noch keine Rückholungskonzepte entwickelt.

Hinsichtlich Bergbarkeit wurden bislang keine spezifischen Betrachtungen angestellt. Zukünftig müssen über die Rückholbarkeitsphase hinaus Vorkehrungen getroffen werden, um eine spätere Bergung der Endlagergebinde nach dem Verschluss des Endlagers [3] bzw. ab Beginn der Stilllegungsarbeiten [4] zu ermöglichen. Diese Vorkehrungen sind nach dem vorliegenden Verordnungsentwurf der Endlagersicherheitsanforderungen in dem für ein Endlager zu erstellenden Sicherheitskonzept darzustellen (§ 10 Abs. 6 EndlSiAnfV) [4]. Weiterführende Überlegungen hinsichtlich der Auswirkungen der Bergbarkeitsforderung finden sich im Abschnitt 5.9 dieses Berichtes.

5 Herleitung und Zusammenstellung von Anforderungen an Endlagerbehälter für hochradioaktive Abfälle

5.1 Methodik zur Entwicklung anforderungsgerechter Endlagerbehälter

Zur systematischen Herleitung von Anforderungen an Endlagerbehälter und der zu ihrer Erfüllung notwendiger Funktionen wurde im Vorhaben KoBrA die Methodik eines Top-Down-Ansatzes entwickelt. Die wesentlichen Elemente dieses Ansatzes wurden bereits im Kapitel 2 dieses Berichtes erläutert und in Abbildung 2-1 graphisch dargestellt.

Demnach werden bei dem entwickelten Top-Down-Ansatz in einer ersten Stufe zunächst die aktuell gültigen rechtlichen Regelungen und Rahmenbedingungen, die für die Konzeption und den Nachweis von Endlagerbehältern relevant sind, ermittelt. Gleichzeitig resultieren aus den regulatorischen Anforderungen verschiedene Nutzungsphasen der Behälter. Im Ergebnis folgt eine generische Übersicht der in Deutschland an Endlagerbehälter zu stellenden Anforderungen und nachfolgend die Herleitung der notwendigen generischen Sicherheitsfunktionen, über die Endlagerbehälter zur Erfüllung der Anforderungen in Abhängigkeit von den Nutzungsphasen verfügen müssen.

Parallel werden auf generischer Ebene die zu erwartenden Einwirkungen auf die Endlagerbehälter unter Berücksichtigung des jeweiligen Wirtsgesteins, des Einlagerungsbetriebes sowie der o. g. Nutzungsphasen unter besonderer Berücksichtigung der in Deutschland geforderten Rückhol- und Bergungsoptionen beschrieben.

Auf Grundlage der ermittelten grundlegenden Anforderungen, generischen Behälterfunktionen und Einwirkungen können schließlich generische Behälterkonzepte entwickelt werden, die über die notwendigen Funktionen bei den relevanten, phasenabhängigen Einwirkungen verfügen. Kennzeichnend für diese erste Stufe des Top-Down-Ansatzes ist, dass quantitative Angaben nur eingeschränkt verfügbar sind.

Daraus entsteht eine wirtsgesteinsspezifische Übersicht der an die Endlagerbehälter zu stellenden Anforderungen, auf deren Grundlage die durch die Endlagerbehälter zu erfüllenden Sicherheitsfunktionen quantifiziert werden. Um die Quantifizierung der Sicherheitsfunktionen vornehmen zu können, sind auch die auf die Endlagerbehälter wirkenden Einwirkungen, soweit das derzeit möglich ist, zu quantifizieren. Dabei werden quantifizierte Einwirkungen, die der Auslegung bzw. Erprobung bereits entwickelter Behälterkonzepte für die Wirtsgesteine Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein zugrunde gelegt wurden, berücksichtigt.

In der zweiten Stufe des Top-Down-Ansatzes werden generische Endlagersysteme sowie zugehörige Sicherheits- und Nachweiskonzepte für die verschiedenen Wirtsgesteine einbezogen. Daraus resultieren spezifische Anforderungen, Einwirkungen und Behälterfunktionen mit deutlich konkreteren quantitativen Vorgaben, mit denen aus den generischen Behälterkonzepten konkrete Behälterkonzepte für die einzelnen Wirtsgesteine entwickelt werden können. Auf dieser Stufe lassen sich damit unterschiedliche Wirtsgestein- und Standortoptionen in Verbindung mit dafür geeigneten Endlager- und Behälterkonzepten vergleichen.

In der dritten und letzten Stufe des Top-Down-Ansatzes werden auf Grundlage des gewählten Endlagerstandortes in Verbindung mit dem zugehörigen Sicherheits- und Nachweiskonzept quantifizierte Einwirkungen und Behälterfunktionen zur Erfüllung der quantifizierten

Behälteranforderungen hergeleitet. Auf deren Grundlage kann schließlich ein konkretes, wirtsgesteinsspezifisches Behälterdesign für den konkreten Endlagerstandort entwickelt werden.

Im Rahmen des standortspezifischen Genehmigungsverfahrens ist abschließend der behälterspezifische Sicherheitsnachweis für das konkrete Behälterdesign zu führen, mit dem der Nachweis des Erhalts der relevanten Behälterfunktionen und der Erfüllung aller Anforderungen bei den relevanten Einwirkungen über den gesamten Nachweiszeitraum zu erbringen ist.

5.2 Regulatorische Anforderungen

Entsprechend der ersten Stufe der im Vorhaben entwickelten Methodik des Top-Down-Ansatzes zur anforderungsgerechten Entwicklung von Endlagerbehältern wurden die folgenden nationalen und internationalen Regelwerke und Gesetze im Hinblick auf die Identifizierung wesentlicher Anforderungen herangezogen:

- Atomgesetz [83] und Strahlenschutzgesetz [65] mit den zugehörigen Verordnungen
- Standortauswahlgesetz [1]
- Sicherheitsanforderungen des BMU an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle vom 30. September 2010 [3]
- Entwurf der Verordnung über die sicherheitstechnischen Anforderungen an die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle (Endlagersicherheitsanforderungsverordnung – EndLSiAnfV), Bearbeitungsstand: 06.04.2020 [4]
- Leitlinien und Empfehlungen der Entsorgungskommission (ESK), z. B. [84]
- Bundesberggesetz
- Wasserhaushaltsgesetz [85]
- Gesundheits- und Arbeitsschutz-Gesetze und -Verordnungen
- Technisches Regelwerk (z. B. KTA, DIN-EN-ISO)
- Gefahrgutbeförderungsvorschriften (ADR, RID) [66]
- Empfehlungen der IAEA, der EURATOM (z. B. [86]) und der ICRP (z. B. [87])
- Das Gemeinsame Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (eng. *IAEA Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management*) [61]

Unter Berücksichtigung aller in Betracht gezogenen Regelwerke zeigt sich, dass die Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle des BMU von 2010 [3] hinsichtlich grundlegender Anforderungen an Endlagerbehälter maßgeblich sind. Dieses Regelwerk wird aktuell im Zeitraum 2019/2020 durch das BMU aktualisiert und in eine Endlagersicherheitsanforderungsverordnung [4] überführt, die nach ihrer In-Kraft-Setzung maßgebend für das Standortauswahlverfahren in Deutschland einschließlich zu berücksichtigender Behälteranforderungen sein wird. Die durchgeführte Regelwerksrecherche hat auch gezeigt, dass durch diese Verordnung gleichzeitig alle wesentlichen grundlegenden Anforderungen auch aus internationalen Regelwerken abgedeckt werden oder darauf verwiesen wird.

5.3 Nutzungsphasen

Entsprechend den Sicherheitsanforderungen des BMU [3, 4] wird der gesamte Nutzungszeitraum eines Endlagerbehälters in vier verschiedene Nutzungsphasen unterteilt, für die teilweise unterschiedlichen Anforderungen bestehen. Hierbei handelt es sich um folgende behälterspezifische Nutzungsphasen:

- Phase 1: **Einlagerungsphase** (Bereitstellung des Behälters zur Einlagerung bis Abschluss der Einlagerung des Behälters)
- Phase 2: **Rückholbarkeitsphase** (Abschluss der Einlagerung des Behälters bis Beginn der Stilllegung des Endlagers)
- Phase 3: **Bergbarkeitsphase** (Beginn der Stilllegung des Endlagers bis 500 Jahre nach Verschluss des Endlagers)
- Phase 4: **Spätere Nachbetriebsphase** (500 Jahre nach Verschluss des Endlagers bis zum Ende des Nachweiszeitraums)

Ergänzend zu den Sicherheitsanforderungen des BMU hatte sich zwischenzeitlich die Entsorgungskommission (ESK) mit der Herleitung von Anforderungen an Endlagerbehälter beschäftigt und die Ergebnisse in einer Empfehlung veröffentlicht [84]. Dabei wird die Nachbetriebsphase für die Sedimentgesteine Steinsalz und Tonstein nochmals unterteilt, so dass sich an den Bergbarkeitszeitraum eine sogenannte Übergangsphase anschließt. Hintergrund für eine Definition einer derartigen Übergangsphase ist die Annahme, dass die geotechnischen Barrieren einen gewissen Zeitraum benötigen, um vollständig wirksam zu werden. Daher soll zunächst der Einschluss des radioaktiven Inventars weiter durch den Behälter gewährleistet werden. Der genaue Zeitraum für das vollständige Wirksamwerden der geotechnischen Barrieren wird von der ESK dabei nicht genannt. Daher wurde im weiteren Verlauf des Vorhabens KoBrA am Prinzip des einschlusswirksamen Gebirgsbereiches festgehalten, so dass dem Behälter für die Wirtsgesteine Steinsalz und Tonstein nach Ablauf der Bergbarkeitsphase keine Einschlussfunktion mehr zugeschrieben wird.

Behälteranforderungen bzw. -funktionen, die sich auf Prozesse vor der Bereitstellung zur Endlagerung beziehen, z.B. Herstellung, Transport oder Konditionierung, wurden im FuE-Vorhaben KoBrA nicht betrachtet.

5.4 Grundlegende Anforderungen an Endlagerbehälter

Ausgehend von den regulatorischen Anforderungen (vgl. Abschnitt 5.2) werden zunächst die grundlegenden Anforderungen an Endlagerbehälter hergeleitet. Diese übergeordneten Anforderungen sind zunächst unabhängig vom Wirtsgestein und umfassen die vier grundlegenden Schutzziele:

- Einschluss des radioaktiven Inventars
- Abschirmung ionisierender Strahlung
- Ausschluss von Kritikalität
- Temperaturbeschränkung der Abfallgebinde

Mit der Anforderung nach Einschluss des radioaktiven Inventars wird eine unzulässige Freisetzung von radioaktiven Stoffen zum Schutz der Biosphäre verhindert. Dazu sind Dichtheit und Integrität des Endlagerbehälters unter Betriebsbedingungen und auch unter den Einwirkungen von Betriebsstörungen und Störfällen während der zuvor genannten Betriebsphasen zu gewährleisten.

Für einen sicheren Endlagerbetrieb und zur Vermeidung von Schäden an weiteren Barrieren des Endlagersystems ist eine hinreichende Abschirmung von ionisierender Strahlung durch den Endlagerbehälter, ggf. in Verbindung mit Zusatzabschirmungen, notwendig.

Der Ausschluss einer selbsterhaltenden nuklearen Kettenreaktion (Ausschluss von Kritikalität) ist eine grundlegende Anforderung, die bei Transport, Handhabung, Gebrauch und Lagerung spaltfähigen Materials stets zu erfüllen ist. Die Entstehung einer kritischen Anordnung führt zu einem Kritikalitätsstör- bzw. -unfall, verbunden mit der Abgabe großer Strahlungs- und Wärmemengen und möglichen katastrophalen Konsequenzen. Um im Endlagersystem die Unversehrtheit des Multibarrierensystems und im Gesamtkontext die Sicherheit von Mensch und Umwelt zu gewährleisten, gelten sowohl für die Endlagergebinde als auch für das Endlagersystem Anforderungen an den Kritikalitätsausschluss. Diese Anforderungen sind international einheitlich und legen einen maximalen effektiven Neutronenmultiplikationsfaktor $k_{\text{eff}} < 1$ fest (kritisches System: $k_{\text{eff}} = 1$). In Deutschland wird zukünftig nach §8 des vorliegenden Entwurfs der Endlagersicherheitsanforderungsverordnung (EndLSiAnfV) [4] ein Grenzwert von $k_{\text{eff}} < 0,95$ bis 500 Jahre nach dem Verschluss des Endlagers und $k_{\text{eff}} < 0,98$ über den gesamten weiteren Nachweiszeitraum von bis zu 1 Million Jahren nach dem Verschluss des Endlagers gelten.

Zur Vermeidung von sicherheitsrelevanten thermischen Schäden an Behälter, Inventar oder geotechnischen und geologischen Barrieren ist eine Temperaturbeschränkung notwendig. Eine erste Überprüfung der durch das StandAG [1] festgelegten vorläufigen Grenztemperatur erfolgte als Literaturrecherche durch die GRS [88]. Dabei sollte aufgezeigt werden, welche Prozesse im Hinblick auf die Wärmeverträglichkeit der Endlagerkomponenten besonders zu betrachten sind und deren Relevanz für die Betriebs- und Langzeitsicherheit eines Endlagers nach Stand von Wissenschaft und Technik bewertet werden. Als Ergebnis des Vorhabens wird keine Festlegung einer wirtsgesteinsübergreifenden Grenztemperatur empfohlen. Als Begründung dafür wird der Erhalt von Gestaltungsspielräumen in zukünftigen Sicherheits- und Nachweiskonzepten und eine mögliche Optimierung dieser im Verlauf des Standortauswahlverfahrens genannt. Die zulässigen Behälteroberflächentemperaturen sollen demnach im Sicherheitskonzept für das jeweilige Endlagerkonzept spezifisch festgelegt werden.

Neben den vier grundlegenden Schutzziele sind zwei weitere Anforderungen von grundlegender Bedeutung. Zum einen betrifft das die Verträglichkeit des Endlagerbehälters mit den weiteren Barrieren des Endlagersystems, wobei einzelne Aspekte dazu bereits mit den Schutzziele Abschirmung und Temperaturbeschränkung verbunden sind. Darüber hinaus ist die Begrenzung von Korrosion und Gasproduktion zu gewährleisten, wodurch der Aufbau unzulässig hoher und für die geotechnischen oder geologischen Barrieren schädlicher Gasdrücke verhindert wird. Zum anderen ist die Handhabbarkeit der Behälter für Transport und Einlagerung sowie die mögliche Rückholung oder Bergung als grundlegende Anforderung unverzichtbar, auch wenn es sich hierbei um keine originäre Sicherheitsanforderung handelt.

In Tabelle 5-1 sind die grundlegenden Anforderungen in Verbindung mit den daraus resultierenden generischen Behälterfunktionen verknüpft und ergänzt durch die jeweils relevanten Regelwerksbezüge.

Bezieht man bei den grundlegenden Behälteranforderungen die in Abschnitt 5.3 identifizierten Nutzungsphasen mit ein, so lässt sich ermitteln, welche Behälteranforderungen für welche Nutzungsphase von Bedeutung sind. Tabelle 5-2 fasst die diesbezüglich ermittelten Ergebnisse zusammen.

Grundlegende Anforderung	Generische Behälterfunktion	Regelwerksverweise
Einschluss des radioaktiven Inventars	Verhinderung der Freisetzung radioaktiver Stoffe	IAEA 1997 [89]: § 4 (iv) - (vii), § 7 (i), § 11 (iv) - (vii); § 14 (i)
		IAEA 2011 [90]: 2.8, 2.9, 2.17, 3.3, 3.21
		IAEA 2011 [91]: 4.7, R5, R7, R8
		ICRP 2013 [87]: §§ 50, 53, 90
		WENRA 2014 [92]: DI-22, 23, 24, 26, 27, 38
		StrlSchG [65]: § 8
		StandAG [1]: §§ 23 (4), 26 (2)
		WHG 2017 [85]: § 48 (1) und (2)
		BMU 2010 [3]: Ziff. 3.1, 3.2, 7.2.3, 8.7
		BMU 2020 [4]: §§ 4, 6 (1)
Abschirmung ionisierender Strahlung	Begrenzung der von radioaktiven Abfällen ausgehenden ionisierenden Strahlung	IAEA 1997 [89]: § 4 (iv) - (vii), § 7 (i), § 11 (iv) - (vii), § 14 (i)
		IAEA 2011 [90]: 2.8, 2.9, 2.10, 3.3, 3.21, 3.32, 3.33, R7, 3.35, R8, 3.39, 3.40
		ICRP 2013 [87]: §§ 49, 50
		WENRA 2014 [92]: DI-22, 23, 38, 46
		StrlSchG [65]: §§ 8, 9, 77, 78
		BMU 2010 [3]: Ziff. 3.1, 3.2
Kritikalitäts-ausschluss	Ausschluss selbsterhaltender Kettenreaktionen von Kernbrennstoffen	IAEA 1997 [89]: § 4 (i), § 11 (i)
		WENRA 2014 [92]: DI-38
		StandAG [1]: § 27 (4)
		BMU 2010 [3]: Ziff. 2.4
		BMU 2020 [4]: § 8
Temperaturbe-schränkung	Vermeidung thermischer Schädigung natürlicher, technischer und geotechnischer Barrieren	IAEA 1997 [89]: § 4 (i), § 11 (i)
		WENRA 2014 [92]: DI-34, 38
		BMU 2020 [4]: §§ 5 (4), 6 (2)
Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion	Vermeidung der Schädigung natürlicher, technischer und geotechnischer Barrieren durch hohe Gasdrücke und der Ausbildung sicherheitsgefährdender Gastransportpfade	IAEA 2011 [90]: 2.17
		WENRA 2014 [92]: DI-34, 38
		BMU 2020 [4]: §§ 5 (2), 6 (2)
Handhabbarkeit	Gewährleistung der Einlagerung der Endlagergebinde und ihrer Rückholung bzw. Bergung im Zusammenwirken mit Handhabungsgeräten	IAEA 2011 [90]: 2.10
		StandAG [1]: §§ 1 (4), 26 (2), 26 (3)
		BMU 2010 [3]: Ziff. 8.6
		BMU 2020 [4]: §§ 13 (1), 14 (1, 2), 16 (2)

Tabelle 5-1: Grundlegenden Anforderungen an und Funktionen von Endlagerbehältern

Grundlegende Anforderung	Nutzungsphase			
	Einlagerung	Rückholbarkeit	Bergbarkeit	später Nachbetrieb
Einschluss des radioaktiven Inventars	Uneingeschränkt zu gewährleisten			Abhängig vom Sicherheits- und Nachweiskonzept
Abschirmung ionisierender Strahlung	Hinreichend zu gewährleisten <i>Schutz des Personals, der Bevölkerung und der Biosphäre; ggf. im Zusammenwirken mit Transferbehälter</i>			
		Hinreichend zu gewährleisten <i>Vermeidung von sicherheitsrelevanten radiolytischen bzw. radiolytisch begünstigten Schädigungen der Barrieren</i>		
Kritikalitätsauschluss	Uneingeschränkt zu gewährleisten <i>für die reaktivste Anordnung des Kernbrennstoffs</i>			
Temperaturbeschränkung	Hinreichend zu gewährleisten <i>Gefahrlose Handhabung ggf. im Zusammenwirken mit Transferbehälter</i>			
		Hinreichend zu gewährleisten <i>Vermeidung der sicherheitsrelevanten thermischen Schädigung der Barrieren, des Wirtsgesteins und des Behälterinventars</i>		
Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion		Hinreichend zu gewährleisten <i>Vermeidung der Schädigung der Barrieren durch hohe Gasdrücke und der Ausbildung sicherheitsgefährdender Gastransportpfade</i>		
Handhabbarkeit	Hinreichend zu gewährleisten			

Tabelle 5-2: Zeitliche Abhängigkeit der grundlegenden Behälteranforderungen

5.5 Grundlegende Behälteranforderungen unter Berücksichtigung des jeweiligen Wirtsgesteins und Endlagerkonzeptes

Nachfolgend werden die in den vorausgegangenen Abschnitten entwickelten grundlegenden Behälteranforderungen für die verschiedenen Nutzungsphasen anhand der Sicherheits- und Nachweiskonzepte der bisher in Deutschland als Machbarkeitsstudien betrachteten Endlagerkonzepte näher spezifiziert. Dies soll beispielhaft den fortschreitenden Konkretisierungsprozess im Sinne des Top-Down-Ansatzes hinsichtlich der Entwicklung anforderungsgerechter Endlagerbehälter illustrieren. Im Rahmen der Standortauswahl können die bereits beispielhaft entwickelten Sicherheits- und Nachweiskonzepte einschließlich der Behälterkonzepte einbezogen und nach Bedarf überarbeitet, konkretisiert oder neu erstellt werden.

5.5.1 Steinsalz

Zur Spezifikation der grundlegenden Behälteranforderungen für Steinsalz wurde das Sicherheits- und Nachweiskonzept aus der vorläufigen Sicherheitsanalyse Gorleben (VSG) [93, 94] zugrunde gelegt. Im Rahmen der VSG wurden seinerzeit Sicherheitskonzepte für die Betriebs- und Nachbetriebsphase des Endlagers erstellt. Anhand derer wurde folgende zeitliche Zuordnung der Behälteranforderungen für das Wirtsgestein Steinsalz entwickelt:

Der Einschluss des radioaktiven Inventars durch den Endlagerbehälter muss grundsätzlich für den Einlagerungsbetrieb und die Rückholung gewährleistet sein. Zusätzlich war für die nach [3] wahrscheinlichen oder nach §3 Abs. 3 in [4] zu erwartenden Entwicklungen des Endlagers auch für die Bergbarkeitsphase der Einschluss gefordert. In der späteren Nachbetriebsphase geht die Einschlussfunktion dagegen auf das Wirtsgestein über und ist nicht mehr durch den Behälter zu gewährleisten.

Die hinreichende Abschirmung ionisierender Strahlung ist für den Einlagerungsbetrieb und im Rückholbarkeits- bzw. Bergbarkeitszeitraum zum Schutz des eingesetzten Personals zu gewährleisten. Eine weitere Anforderung an die Abschirmung zum Schutz weiterer Barrieren vor sicherheitsrelevanten radiolytischen Schädigungen besteht ab der Rückholbarkeitsphase.

Auch im Sicherheitskonzept der VSG sind entsprechend den grundlegenden Sicherheitsanforderungen selbsterhaltende nukleare Kettenreaktionen auszuschließen. Daher wurde auch hier für alle Zeiträume der Kritikalitätsausschluss durch das Endlagergebäude gefordert, d.h. das Endlagergebäude muss gewährleisten, dass unter Berücksichtigung der reaktivsten möglichen Anordnung des Inventars im Behälter Unterkritikalität selbst bei einem Eindringen wässriger Lösungen in das Endlagergebäude zuverlässig ausgeschlossen bleibt.

Für einen sicheren Endlagerbetrieb sind folgende Temperaturbeschränkungen zu beachten: Die Oberflächentemperatur der Behälter ist für die Zeiträume der Einlagerung und Rückholbarkeit sowie für eine eventuelle Bergung bei den zu erwartenden Entwicklungen aus Gründen des Arbeitsschutzes zu begrenzen. Zur Erhaltung der Integrität der das Endlagergebäude direkt umschließenden geologischen Barriere Salzgestein ist deren thermische Schädigung auszuschließen. Abhängig von der zulässigen Grenztemperatur von Steinsalz ist die Oberflächentemperatur des Behälters vom Beginn der Nutzungsphase Rückholbarkeit bis zum Ende des Nachweiszeitraums entsprechend zu begrenzen.

Anforderungen an die Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion bestehen nach VSG ab dem Bergbarkeitszeitraum. Vorher wurde kein nennenswerter Zutritt korrosionsfördernder

Lösungen unterstellt und außerdem wurde ein schädigender Gasdruckaufbau bei nicht verschlossenem Endlager ausgeschlossen.

Für die Einlagerungs- und Rückholbarkeitsphase ist die Handhabbarkeit der Endlagergebinde in Steinsalz uneingeschränkt zu gewährleisten. Für eine eventuelle Bergung ist sie dagegen nur für nach [3] wahrscheinliche oder nach §3 Abs. 3 in [4] zu erwartende Entwicklungen gefordert. Nach Ablauf der Bergbarkeitsphase bestehen keine Anforderungen an die Handhabbarkeit der Endlagergebinde mehr, da entsprechend dem Grundsatz der passiven Sicherheit des Endlagersystems für den verbleibenden Nachweiszeitraum keine Handhabungen mehr in Betracht kommen.

Eine tabellarische Übersicht der für Steinsalz spezifizierten Behälteranforderungen ist in Tabelle 5-3 gegeben.

Grundlegende Anforderung	Nutzungsphase			
	Einlagerung	Rückholbarkeit	Bergbarkeit	später Nachbetrieb
Einschluss des radioaktiven Inventars	Uneingeschränkt zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	
Abschirmung ionisierender Strahlung	Für den Endlagerbetrieb hinreichend zu gewährleisten			
		Zur Vermeidung von radiologischen bzw. radiolytisch begünstigten Schädigungen der Barriere Wirtsgestein hinreichend zu gewährleisten		
Kritikalitätsausschluss	Für die reaktivste Anordnung des Kernbrennstoffes einschließlich unterstelltem Wasserzutritt uneingeschränkt zu gewährleisten			
Temperaturbeschränkung	Für den Endlagerbetrieb hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	
		Zur Vermeidung der thermischen Schädigung der Barrieren und des Wirtsgesteins hinreichend zu gewährleisten		
Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion		Bei Zutritt wässriger Lösungen zur Vermeidung unzulässiger Korrosion und Gasdrücke hinreichend zu gewährleisten		
Handhabbarkeit	Hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	

Tabelle 5-3: Übersicht der grundlegenden Behälteranforderungen für die Endlagerung im Wirtsgestein Steinsalz

5.5.2 Tonstein

Zur Spezifikation der grundlegenden Behälteranforderungen für das Wirtsgestein Tonstein wird das im FuE Vorhaben ANSICHT erstellte Sicherheits- und Nachweiskonzept [95] zugrunde gelegt, welches explizit jedoch nur für die Nachbetriebsphase erstellt wurde. Hinsichtlich der betrieblichen Aspekte wurde unterstellt, dass die diesbezüglichen Anforderungen vergleichbar mit denjenigen für das Wirtsgestein Steinsalz sind.

Der Einschluss des radioaktiven Inventars durch die Endlagerbehälter wird nach den erarbeiteten Endlagerkonzepten und dem bisherigen Sicherheits- und Nachweiskonzept für ein Endlager im Tonstein [95] in der späten Nachbetriebsphase nicht gefordert. Es ist aber aus heutiger Perspektive zu prüfen, ob dieses unter radiologischen Gesichtspunkten ausreichend ist oder ggf. weitere Anforderungen an den Endlagerbehälter zu stellen sind.

Die Abschirmung ionisierender Strahlung ist für den Einlagerungsbetrieb und im Rückholbarkeits- bzw. Bergbarkeitszeitraum zum Schutz des eingesetzten Personals zu gewährleisten. Eine weitere Anforderung an die Abschirmung zum Schutz weiterer Barrieren vor radiolytischen Schädigungen besteht ab dem Rückholbarkeitszeitraum.

Als grundlegendes Schutzziel sind selbsterhaltende nukleare Kettenreaktionen auch nach dem Sicherheitskonzept gemäß [95] auszuschließen. Es ist daher für den gesamten Nachweiszeitraum der Kritikalitätsausschluss durch den Endlagerbehälter zu gewährleisten. Dieser hat dabei nach [4] für die jeweils reaktivste Anordnung des Kernbrennstoffes unter Berücksichtigung des Eindringens wässriger Lösungen in das Endlagergebäude zu erfolgen.

Für einen sicheren Endlagerbetrieb sind wie beim Steinsalz Temperaturbeschränkungen zu beachten. Zum einen ist die Oberflächentemperatur der Behälter für die Zeiträume der Einlagerung und Rückholbarkeit sowie für eine eventuelle Bergung bei den nach [3] wahrscheinlichen oder nach [4] zu erwartenden Entwicklungen aus Gründen des Arbeitsschutzes zu begrenzen. Zur Erhaltung der Integrität der das Endlagergebäude direkt umschließenden geologischen Barriere Tonstein ist zum anderen deren thermische Schädigung auszuschließen. Abhängig von der zulässigen Grenztemperatur des Tonsteins ist die Oberflächentemperatur des Abfallgebüdes vom Beginn der Nutzungsphase Rückholbarkeit bis zum Ende des Nachweiszeitraums entsprechend zu begrenzen.

Anforderungen an die Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion resultieren für Endlagerkonzepte im Tonstein aus dem Vorhandensein von Wässern und Lösungen sowie mikrobieller Aktivität. Eine dadurch hervorgerufene oder beschleunigte Korrosion der Endlagerbehälter kann zur Gasbildung führen und dem Aufbau eines Gasdruckes, der die geologische Barriere sowie die geotechnischen Verschlussbauwerke schädigen kann. Es besteht daher die Anforderung an die hinreichende Begrenzung von Korrosion und Gasproduktion an den Endlagerbehälter. Diese Anforderung beginnt nach der Einlagerung mit dem Zeitraum der Rückholbarkeit, ab dem der Behälter in Kontakt mit der hydrochemischen und mikrobiellen Umgebung des Endlagers steht, und bleibt bis zum Ende des Nachweiszeitraums bestehen.

Wie bei Steinsalz ist auch für Tonstein für die Einlagerungs- und Rückholbarkeitsphase die Handhabbarkeit der Endlagergebäude uneingeschränkt zu gewährleisten. Für eine eventuelle Bergung ist sie dagegen nur für nach [3] wahrscheinliche bzw. nach [4] zu erwartende Entwicklungen gefordert. Nach Ablauf der Bergbarkeitsphase bestehen keine Anforderungen

an die Handhabbarkeit der Endlagergebinde mehr, da entsprechend dem Grundsatz der passiven Sicherheit des Endlagersystems für den verbleibenden Nachweiszeitraum keine Handhabungen mehr in Betracht kommen.

Eine tabellarische Übersicht der für Tonstein spezifizierten Behälteranforderungen ist in Tabelle 5-4 dargestellt.

Grundlegende Anforderung	Nutzungsphase			
	Einlagerung	Rückholbarkeit	Bergbarkeit	später Nachbetrieb
Einschluss des radioaktiven Inventars	Uneingeschränkt zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	Weitere Anforderungen ggf. zu prüfen
Abschirmung ionisierender Strahlung	Für den Endlagerbetrieb hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	
		Zur Vermeidung von radiologischen bzw. radiolytisch begünstigten Schädigungen der Barriere Wirtsgestein hinreichend zu gewährleisten		
Kritikalitätsausschluss	Für die reaktivste Anordnung uneingeschränkt zu gewährleisten			
Temperaturbeschränkung	Für den Endlagerbetrieb hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	
		Zur Vermeidung der thermischen Schädigung der Barrieren und des Wirtsgesteins hinreichend zu gewährleisten		
Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion		Bei Kontakt mit dem hydrochemischen Milieu zur Vermeidung unzulässiger Korrosion und Gasdrücke hinreichend zu gewährleisten		
Handhabbarkeit	Hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	

Tabelle 5-4: Übersicht der grundlegenden Behälteranforderungen für die Endlagerung im Wirtsgestein Tonstein

5.5.3 Kristallingestein

Für Endlager in kristallinem Gestein sind in Deutschland bislang noch keine Sicherheits- und Nachweiskonzepte erstellt worden. Im Vorhaben CHRISTA [96] wurden die grundlegenden Möglichkeiten der Ausweisung eines ewG im Kristallingestein und Möglichkeiten zur Schaffung von Sicherheits- und Nachweiskonzepten behandelt. Darauf aufbauend wurden im Vorhaben KONEKD [77] denkbare Endlagerkonzepte entwickelt, welche geeignet erscheinen, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen. Zur Spezifizierung der Behälteranforderungen für kristallines Gestein wurden nachfolgend die planerischen Überlegungen aus dem Vorhaben KONEKD zugrunde gelegt. Aufgrund der signifikanten Unterschiede zwischen den im Vorhaben KONEKD entwickelten Endlagerkonzepten werden diese nachfolgend einzeln betrachtet.

5.5.3.1 Modifiziertes KBS-3-Konzept im Kristallingestein

Der Endlagerbehälter hat für die Nutzungsphasen der Einlagerung, Rückholbarkeit und Bergbarkeit den Einschluss des radioaktiven Inventars zu gewährleisten. Da im modifizierten KBS-3-Konzept die Nachweisführung für die Langzeitsicherheit (spätere Nachbetriebsphase) nicht über die geologische Barriere Wirtsgestein erfolgt, sondern über die technischen und geotechnischen Barrieren, zu denen die Endlagergebinde zählen, ist die Anforderung des sicheren Einschlusses des radioaktiven Inventars durch den Endlagerbehälter über den gesamten Nachweiszeitraum uneingeschränkt zu gewährleisten.

Die hinreichende Abschirmung ionisierender Strahlung ist für die Nutzungsphasen Einlagerung, Rückholbarkeit und Bergbarkeit durch den Endlagerbehälter zu gewährleisten. Dadurch wird der sichere Betrieb des Endlagers in Verbindung mit dem notwendigen Arbeitsschutz ermöglicht. Eine weitere Anforderung an die Abschirmungsfunktion des Behälters ergibt sich aus dem im KBS-3-Konzept enthaltenen Buffer. Dieser ist gegen Schädigung durch Radiolyse zu schützen, so dass der Endlagerbehälter die Abschirmung ionisierender Strahlung in einem dafür ausreichenden Maße zu gewährleisten hat. Diese Anforderung beginnt mit der Einlagerung des Behälters und bleibt über den gesamten Nachweiszeitraum bestehen.

Als grundlegendes Schutzziel sind selbsterhaltende nukleare Kettenreaktionen auszuschließen. Es ist daher für den gesamten Nachweiszeitraum der Kritikalitätsausschluss durch den Endlagerbehälter zu gewährleisten. Dieser hat dabei nach [4] für die jeweils reaktivste Anordnung des Kernbrennstoffes unter Berücksichtigung des Eindringens wässriger Lösungen in das Endlagergebinde zu erfolgen.

Eine Temperaturbeschränkung an der Oberfläche des Endlagerbehälters ist zunächst für die Handhabung der Behälter und den Endlagerbetrieb zu gewährleisten. Dies gilt für die Nutzungsphase der Einlagerung, sowie die mögliche Wiederaufnahme des Endlagerbetriebs für eine Rückholung und für eine mögliche spätere Bergung. Eine weitere Anforderung an die Temperaturbeschränkung ergibt sich aus der Forderung nach dem Schutz des Buffers. Auch hierfür ist die Oberflächentemperatur des Endlagerbehälters nach seiner Einlagerung bis zum Ende des Nachweiszeitraums auf ein entsprechendes Maß zu begrenzen.

Anforderungen an die Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion resultieren für Endlagerkonzepte im Kristallingestein aus dem Vorhandensein von Wässern und Lösungen sowie mikrobieller Aktivität. Eine dadurch hervorgerufene oder beschleunigte Korrosion der Endlagerbehälter führt zu einer Gefährdung der Behälterintegrität. Die Verringerung der

Gasproduktion spielt hier nur eine untergeordnete Rolle, da beim Kristallingestein von geklüftetem Gestein ohne Einschlussfunktion ausgegangen werden kann und ein hohes Speichervolumen für entstehende Gase vorhanden ist, so dass ein Druckaufbau nicht auftreten kann. Insofern besteht hier keine Behälteranforderung bezüglich der Begrenzung der Gasproduktion zur Vermeidung eines Gasdruckes, der die geologische Barriere sowie die geotechnischen Verschlussbauwerke schädigen kann. Einzig die mögliche Schädigung eines den Behälter umgebenden Buffers wäre in Betracht zu ziehen, sofern dessen Barrierewirkung Bestandteil des Sicherheitskonzeptes ist. Es besteht daher die Anforderung an die hinreichende Begrenzung von Korrosion und ggf. Gasproduktion an den Endlagerbehälter. Diese Anforderung beginnt nach der Einlagerung mit dem Zeitraum der Rückholbarkeit, ab dem der Behälter in Kontakt mit der hydrochemischen und mikrobiellen Umgebung des Endlagers steht, und bleibt bis zum Ende des Nachweiszeitraums bestehen.

Wie bei Steinsalz und Tonstein ist auch für Kristallingestein für die Einlagerungs- und Rückholbarkeitsphase die Handhabbarkeit der Endlagergebinde uneingeschränkt zu gewährleisten. Für eine eventuelle Bergung ist sie ebenso nur für zu erwartende Entwicklungen gefordert. Nach Ablauf der Bergbarkeitsphase bestehen keine Anforderungen an die Handhabbarkeit der Endlagergebinde mehr, da entsprechend dem Grundsatz der passiven Sicherheit des Endlagersystems für den verbleibenden Nachweiszeitraum keine Handhabungen mehr in Betracht kommen.

Eine tabellarische Übersicht der für das modifizierte KBS-3-Konzept im Kristallingestein spezifizierten Behälteranforderungen findet sich in Tabelle 5-5.

Grundlegende Anforderung	Nutzungsphase			
	Einlagerung	Rückholbarkeit	Bergbarkeit	später Nachbetrieb
Einschluss des radioaktiven Inventars	Uneingeschränkt zu gewährleisten			
Abschirmung ionisierender Strahlung	Für den Endlagerbetrieb hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	
		Zur Vermeidung von radiologischen bzw. radiolytisch begünstigten Schädigungen des Buffers und weiterer Barrieren hinreichend zu gewährleisten		
Kritikalitätsausschluss	Für die reaktivste Anordnung des Kernbrennstoffs uneingeschränkt zu gewährleisten			
Temperaturbeschränkung	Für den Endlagerbetrieb hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	
		Zur Vermeidung der thermischen Schädigung weiterer Barrieren hinreichend zu gewährleisten		
Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion		Bei Kontakt mit dem hydrochemischen Milieu zur Vermeidung unzulässiger Korrosion und ggf. Gasdrücke hinreichend zu gewährleisten		
Handhabbarkeit	Hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	

Tabelle 5-5: Übersicht der grundlegenden Behälteranforderungen für die Endlagerung im Wirtsgestein Kristallin beim modifizierten KBS-3-Konzept

5.5.3.2 Konzept des multiplen ewG im Kristallingestein

Die zeitliche Einordnung der Behälterfunktionen für das Konzept des multiplen ewG entspricht auf Grund der als ähnlich anzunehmenden Betriebsbedingungen und der ebenfalls für den gesamten Nachweiszeitraum zu fordernden Einschlussfunktion seitens der Endlagerbehälter weitgehend derjenigen für das modifizierte KBS-3-Konzept. Für das Konzept des multiplen ewG sollte im Rahmen des Vorhabens CHRISTA [96] überprüft werden, inwieweit durch das Ausweisen eines ewG im Kristallingestein auf die strengen Anforderungen für den Endlagerbehälter bezüglich des Einschlusses der radioaktiven Abfälle verzichtet werden kann. Auch im Falle eines ewG ist der Einschluss des radioaktiven Inventars auf jeden Fall während der Nutzungsphasen Einlagerung und Rückholbarkeit durch den Endlagerbehälter zu gewährleisten. Für die Bergbarkeitsphase ist der Einschluss der Abfälle durch den Behälter unter zu erwartenden Entwicklungen des Endlagers zu gewährleisten. Die Erfüllung weiterer Anforderungen in der späteren Nachbetriebsphase ist für das konkrete Endlagerkonzept nachzuweisen. Falls es gelingt, für den konkreten Endlagerstandort einen oder mehrere ewG auszuweisen, ist ein Verzicht auf die Einschlussanforderung an das Endlagergebäude in der späteren Nachbetriebsphase vorstellbar [96].

Die beim modifizierten KBS-3-Konzept formulierten Anforderungen zum Schutz des Buffers können für den multiplen ewG nach den bislang angestellten Überlegungen entfallen, da die Verwendung eines Buffers in diesem Fall nicht vorgesehen wurde. Allerdings sollten die dort genannten Anforderungen bezüglich der Abschirmung ionisierender Strahlung und der Temperaturbeschränkung nunmehr zum Schutz der Integrität des Wirtsgesteins und der weiteren geotechnischen Barrieren verstanden werden.

Eine tabellarische Übersicht über die spezifizierten Behälteranforderungen beim Konzept des multiplen ewG im Kristallingestein ist in Tabelle 5-6 dargestellt.

Grundlegende Anforderung	Nutzungsphase			
	Einlagerung	Rückholbarkeit	Bergbarkeit	später Nachbetrieb
Einschluss des radioaktiven Inventars	Uneingeschränkt zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	Anforderungen abhängig vom ewG
Abschirmung ionisierender Strahlung	Für den Endlagerbetrieb hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	
		Zur Vermeidung von radiologischen bzw. radiolytisch begünstigten Schädigungen der weiteren Barrieren hinreichend zu gewährleisten		
Kritikalitätsausschluss	Für die reaktivste Anordnung der Kernbrennstoffe uneingeschränkt zu gewährleisten			
Temperaturbeschränkung	Für den Endlagerbetrieb hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	
		Zur Vermeidung der thermischen Schädigung der weiteren Barrieren hinreichend zu gewährleisten		
Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion		Bei Kontakt mit dem hydrochemischen Milieu zur Vermeidung unzulässiger Korrosion und Gasdrücke hinreichend zu gewährleisten		
Handhabbarkeit	Hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	

Tabelle 5-6: Übersicht der grundlegenden Behälteranforderungen für die Endlagerung im Wirtsgestein Kristallin für das Konzept des multiplen ewG

5.5.3.3 Konzept des überlagernden ewG im Kristallingestein

Der Endlagerbehälter hat für die Nutzungsphasen der Einlagerung, Rückholbarkeit und Bergbarkeit den Einschluss des radioaktiven Inventars zu gewährleisten. Beim überlagernden ewG erfolgt die Nachweisführung für die Langzeitsicherheit über den ausgewiesenen einschlusswirksamen Gebirgsbereich in den überlagernden Sedimenten. Daher kann auf eine Einschlussfunktion des Behälters in der späteren Nachbetriebsphase verzichtet werden. Allerdings wird in den Zielsetzungen für die Nachverschlussphase gefordert, dass die Behälter bis zum vollen Wirksamwerden der Schachtverschlüsse den Einschluss der Radionuklide sicherstellen. Eine genaue zeitliche Angabe der Einschlussforderung an den Endlagerbehälter muss daher im Zusammenhang mit der Auslegung der geotechnischen Verschlussbauwerke erfolgen.

Die hinreichende Abschirmung ionisierender Strahlung ist für die Nutzungsphasen Einlagerung, Rückholbarkeit und Bergbarkeit durch den Endlagerbehälter zu gewährleisten. Dadurch werden der Betrieb des Endlagers und der mögliche Aufenthalt von Personal in Behälternähe ermöglicht. Eine Schädigung weiterer Barrieren durch die Wirkung ionisierender Strahlung wird beim Konzept des überlagernden ewG nicht betrachtet, da die Einlagerung außerhalb des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs erfolgt und der Abstand der Einlagerungsbereiche zu den Verschlussbauwerken und weiteren Barrieren sehr groß ist.

Als grundlegendes Schutzziel sind selbsterhaltende nukleare Kettenreaktionen auszuschließen. Es ist daher für den gesamten Nachweiszeitraum der Kritikalitätsausschluss durch den Endlagerbehälter zu gewährleisten. Dieser hat dabei nach [4] für die jeweils reaktivste Anordnung des Kernbrennstoffes unter Berücksichtigung des Eindringens wässriger Lösungen in das Endlagergebäude zu erfolgen.

Eine Temperaturbeschränkung an der Oberfläche des Endlagerbehälters ist zunächst für die Handhabung der Behälter und den Endlagerbetrieb zu gewährleisten. Dies gilt für die Nutzungsphasen der Einlagerung, sowie die mögliche Wiederaufnahme des Endlagerbetriebs für eine Rückholung und eine später mögliche Bergung. Beim Konzept des überlagernden ewG befinden sich die Einlagerungsbereiche nicht innerhalb des ewG. Durch ausreichenden Abstand der Einlagerungsbereiche von den überlagernden, einschlusswirksamen Sedimentschichten können schädigende Temperatureffekte auf diese ausgeschlossen werden. Daher besteht keine Anforderung hinsichtlich der Beschränkung der Oberflächentemperatur der Behälter zum Schutz des ewG und weiterer Barrieren.

Anforderungen an die Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion resultieren für Endlagerkonzepte in Kristallingestein aus dem Vorhandensein von Wässern und Lösungen. Beim Konzept des überlagernden ewG liegt das Hauptaugenmerk auf der Vermeidung einer unzulässigen Korrosion der Endlagerbehälter, um die Einschlussfunktion bis zur vollständigen Wirksamkeit der Schachtverschlüsse und die Handhabbarkeit bis zum Ablauf der Bergbarkeitsphase zu erhalten. Wie auch beim mod. KBS-3-Konzept (Abschnitt 5.5.3.1) spielt die Verringerung der Gasproduktion eine nur untergeordnete Rolle, da dem klüftigen Wirtsgestein keine Einschlussfunktion zugeschrieben wird.

Auch bei diesem Endlagerkonzept ist für die Einlagerungs- und Rückholbarkeitsphase die Handhabbarkeit der Endlagergebäude uneingeschränkt zu gewährleisten. Für eine eventuelle Bergung ist sie wiederum nur für zu erwartende Entwicklungen gefordert. Nach Ablauf der Bergbarkeitsphase bestehen keine Anforderungen an die Handhabbarkeit der

Endlagergebinde mehr, da entsprechend dem Grundsatz der passiven Sicherheit des Endlagersystems für den verbleibenden Nachweiszeitraum keine Handhabungen mehr in Betracht kommen.

Eine tabellarische Übersicht über die spezifizierten Behälteranforderungen für das Konzept des überlagernden ewG im Kristallingestein ist in Tabelle 5-7 dargestellt.

Grundlegende Anforderung	Nutzungsphase			
	Einlagerung	Rückholbarkeit	Bergbarkeit	später Nachbetrieb
Einschluss des radioaktiven Inventars	Uneingeschränkt zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	Bis zur vollständigen Funktionstüchtigkeit der Schachtverschlüsse zu gewährleisten
Abschirmung ionisierender Strahlung	Für den Betrieb hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	
		Zur Vermeidung von radiologischen bzw. radiolytisch begünstigten Schädigungen des Behälters hinreichend zu gewährleisten		
Kritikalitätsausschluss	Für die reaktivste Anordnung des Kernbrennstoffs uneingeschränkt zu gewährleisten			
Temperaturbeschränkung	Für den Betrieb hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	
Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion		Bei Kontakt mit dem geochemischen Milieu zur Vermeidung unzulässiger Korrosion hinreichend zu gewährleisten		
Handhabbarkeit	Hinreichend zu gewährleisten		Für nach [3] wahrscheinliche oder nach [4] zu erwartende Entwicklungen hinreichend zu gewährleisten	

Tabelle 5-7: Übersicht der grundlegenden Behälteranforderungen für die Endlagerung im Wirtsgestein Kristallin für das Konzept des überlagernden ewG

5.6 Quantifizierung der grundlegenden Anforderungen und Behälterfunktionen

In diesem Abschnitt werden die wesentlichen Anforderungen und Behälterfunktionen anhand existierender regulatorischer Vorgaben und Erkenntnisse quantifiziert.

5.6.1 Einschluss des radioaktiven Inventars

Die Sicherheitsanforderungen des BMU [3] enthalten keine quantifizierten Vorgaben für die Einschlussfunktion der Endlagerbehälter. Lediglich für die Bergung wird vorgeschrieben, dass die Vermeidung der Freisetzung von radioaktiven Aerosolen zu beachten ist. Grundsätzlich ist die Einschlussfunktion derart zu gewährleisten, dass eine Freisetzung radioaktiver Nuklide in die Biosphäre soweit ausgeschlossen bleibt, dass die radiologischen Grenzwerte nach Strahlenschutzgesetz [65] und Strahlenschutzverordnung [97] eingehalten werden. Hierzu muss der Endlagerbehälter unter den spezifischen Einwirkungen des Endlagers über eine hinreichende Dichtfunktion und Integrität verfügen.

5.6.2 Abschirmung ionisierender Strahlung

Zur Abschirmung der vom radioaktiven Inventar ausgehenden ionisierenden Strahlung muss der Endlagerbehälter über hinreichende Abschirmfunktionen unter Berücksichtigung der Einwirkungen im Endlager verfügen. Wesentliche Parameter sind hierbei die Materialauswahl und die Wandstärke des Endlagerbehälters. Grundlegend ist hier die Einhaltung der Vorgaben nach Strahlenschutzgesetz [65] und Strahlenschutzverordnung [97] zur Begrenzung der Dosisleistung.

Wie bereits erwähnt, kann zusätzlich die Abschirmwirkung auch zum Schutz weiterer Barrieren vor einer sicherheitsrelevanten radiolytischen Schädigung notwendig werden. Entsprechende Grenzwerte resultieren aus den Schädigungsgrenzen der jeweiligen geologischen Barriere in Abhängigkeit vom Endlagerkonzept.

Im Zuge bisheriger Endlagerkonzepte wurde für Steinsalz im Rahmen des FuE-Vorhabens ISIBEL [98] im Zuge einer groben Abschätzung von einer sicherheitsrelevanten Schädigung des Steinsalzes oberhalb einer Dosis von "einigen Megagray" ausgegangen. Hierbei ist zu berücksichtigen, dass bei den herangezogenen Daten (z. B. [99]) bezüglich Dosisleistung und Dosis die zugrundeliegenden Randbedingungen nicht direkt mit den Randbedingungen eines Endlagers vergleichbar sind [100]. Dabei wurde eine Schädigung des Steinsalzes im Behälternahefeld als nicht sicherheitsrelevant in Kauf genommen, da zum Zeitpunkt dieser Abschätzung keine Anforderungen an eine Rückholbarkeit oder Bergbarkeit der Gebinde bestanden. In [98] wurde unter dieser Prämisse als Richtwert eine Begrenzung auf 10.000 Gy/h vorgeschlagen. Ein valider Grenzwert für eine zum Schutz der geotechnischen bzw. geologischen Barrieren im Steinsalz maximal zulässige Dosisleistung existiert bislang nicht. Hierzu bedarf es weiterer Forschungsarbeit. Für Tonstein und Bentonit wurde für das skandinavische KBS-3-Konzept eine Begrenzung auf 1 Gy/h hergeleitet und vorgegeben [47].

5.6.3 Kritikalitätsausschluss

In allen Sicherheitskonzepten wird als grundlegendes Schutzziel der Ausschluss von Kritikalität für alle Betriebsphasen des Endlagers gefordert und ist entsprechend nachzuweisen. Endlagerbehälter sind daher so auszulegen, dass Unterkritikalität für die

reaktivste Anordnung des radioaktiven Inventars unter allen Beanspruchungsbedingungen sowie unter Berücksichtigung des Eindringens wässriger Lösungen in den Behälter gegeben ist. Weitere quantitative Details enthält dieser Bericht weiter vorn im Abschnitt 5.4.

5.6.4 Temperaturbeschränkung

Die Oberflächentemperatur des Endlagerbehälters ist zu begrenzen, um einerseits die Handhabbarkeit während der Nutzungsphasen Einlagerung, Rückholbarkeit und Bergbarkeit zu gewährleisten und andererseits sicherheitsrelevante Schäden bzgl. der Barrierefunktion an Inventaren sowie technischen und geologischen Barrieren auszuschließen. Bzgl. der Temperaturbegrenzung zum Schutz der geologischen und geotechnischen Barrieren wird auf Abschnitt 5.4 verwiesen. Hierzu muss der Endlagerbehälter in Verbindung mit der Zerfallswärmeleistung des radioaktiven Inventars mittels seiner konstruktiven Auslegung (Werkstoffauswahl, Dimensionierung) über entsprechende Wärmeleitungsfunktionen verfügen, so dass Temperaturgrenzwerte sowohl innerhalb als auch an der Oberfläche eingehalten werden. Dies wiederum steht in enger Verbindung mit dem übergeordneten Endlagerkonzept.

Für die bereits entwickelten Endlagerkonzepte wurde beispielsweise bzgl. der Handhabbarkeit gemäß ADR/RID [66] eine maximale Oberflächentemperatur des Behälters von 85 °C vorgegeben.

Zum Schutz des Inventars und der Barrierewirkung von Brennstabhüllrohren sowie Edelstahlkokillen mit verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung wurden die Temperaturen für Druckwasserreaktor-Brennelemente (DWR-BE) auf 390 °C, für Siedewasserreaktor-Brennelemente (SWR-BE) auf 410 °C [67] und für das Glasprodukt der Kokillen mit Wiederaufarbeitungsabfällen auf 500 °C [101] begrenzt.

Entsprechend den Erläuterungen im Abschnitt 5.4 wurde die zulässige Behälteroberflächentemperatur zum Schutz der Barriere Wirtsgestein nach Standortauswahlgesetz [1] für alle Wirtsgesteine zunächst auf 100 °C begrenzt. Auf Grundlage wissenschaftlicher Untersuchungen kann über eine mögliche Erhöhung dieser Maximaltemperatur entschieden werden. Vor der Festlegung im Standortauswahlgesetz wurde im Rahmen der entwickelten Endlagerkonzepte für Steinsalz eine zulässige Maximaltemperatur von 200 °C [28], für Tonstein von 150 °C [74] und bei den skandinavischen Endlagerkonzepten für Kristallingestein von 100 °C [47, 46] zugrunde gelegt.

5.6.5 Begrenzung der Korrosion und Gasproduktion

Abhängig vom geochemischen Milieu, insbesondere bei Anwesenheit von Wasser und Mikroorganismen in Verbindung mit korrosionsgefährdeten Werkstoffen, können Korrosionsprozesse und Gasbildungsprozesse die Einschlussfunktion des Endlagerbehälters und weiterer geotechnischer und geologischer Barrieren durch Veränderung des geochemischen Milieus und durch Druckaufbau in Verbindung mit einer gesteigerten Mobilität von freigesetzten Radionukliden gefährden. So können Gase wie z. B. Wasserstoff bei der Zersetzung organischer Materialien oder durch Radiolyse sowie durch Korrosionsprozesse gebildet werden.

Endlagerbehälter müssen aus diesen Gründen durch ihre Werkstoffauswahl und ihre konstruktive Gestaltung mögliche Korrosions- und Gasbildungsprozesse auf ein zulässiges Maß begrenzen. Es sollten daher Werkstoffe gewählt werden, die unter den

Randbedingungen des zukünftigen Endlagerstandortes möglichst keine oder nur geringe Korrosion erwarten lassen. Die Prozesse selbst sind dabei qualitativ und quantitativ unmittelbar abhängig vom standortspezifischen geochemischen Milieu. Das Maß der Zulässigkeit ist wiederum eng verknüpft mit dem Sicherheits- und Nachweiskonzept des konkreten Endlagers. Daher ist eine Quantifizierung von z. B. zulässigen Gasbildungsraten in allgemeiner Form hier noch nicht möglich.

5.6.6 Handhabbarkeit

Um die Anforderungen hinsichtlich der Handhabbarkeit während der Nutzungsphasen Einlagerung, Rückholbarkeit und Bergbarkeit (für nach [3] wahrscheinliche bzw. nach [4] zu erwartende Entwicklungen) zu gewährleisten, müssen die Endlagerbehälter in Verbindung mit einer geeigneten Handhabungstechnik entsprechend konstruktiv ausgelegt sein. Dies umschließt die Auslegung entsprechender Lastanschlagpunkte in Verbindung mit der Werkstoffauswahl und der Dimensionierung. Dabei sind abhängig vom Endlagerkonzept Beschränkungen hinsichtlich der geometrischen Außenabmessungen und der maximal zulässigen Bruttomasse zu berücksichtigen.

Im Rahmen bereits entwickelter Endlagerkonzepte wurde beispielweise für POLLUX®-Behälter [102] und Brennstabkokillen [103] die Handhabbarkeit mittels geeigneter Handhabungstechnik in Demonstrationsversuchen nachgewiesen. Für die direkte Endlagerung von Transport- und Lagerbehältern wurden Handhabungskonzepte erstellt und als machbar bewertet [69]. Hierbei wurde eine Gebindemasse von bis zu 160 Mg zugrunde gelegt.

Die Dimensionierung von Endlagerbehältern muss einerseits die geometrischen Abmessungen der radioaktiven Abfälle (Brennelemente verschiedener Typen, Kokillen) berücksichtigen und ist andererseits Restriktionen durch das Handhabungs- und Endlagerkonzept hinsichtlich Begrenzungen bei Masse und Außenabmessungen unterworfen. Einerseits sollten Endlagerbehälter möglichst kompakt, robust und mit standardisierten Außenabmessungen hinsichtlich möglichst unkomplizierter Handhabungsabläufe und Minimierung der erforderlichen Auffahrungsvolumens ausgeführt sein, andererseits sollte eine Zerlegung von Brennelementen zur Verringerung der Abmessungen bzw. des Volumens wegen des dafür sehr hohen technischen Aufwands und der damit verbunden komplexen Strahlenschutz-, Sicherheits- und Sicherungsfragen möglichst nicht in Betracht gezogen werden.

5.7 Klassifizierung und Quantifizierung relevanter Einwirkungen auf Endlagerbehälter

Die zur Erfüllung der Anforderungen notwendigen Behälterfunktionen werden durch vielfältige Einwirkungen auf die Behälter gefährdet. Dabei lassen sich die folgenden grundlegenden Einwirkungen unterscheiden:

Mechanische Einwirkungen beinhalten statische und dynamische Einwirkungen. Statische Einwirkungen umfassen über längere Zeiträume konstante Einwirkungen, wie isotrope und anisotrope Drücke bzw. Spannungen und mögliche Scherbeanspruchungen. Diese sind überwiegend geologischen Ursprungs, können aber auch durch Anschlaglasten bei der Handhabung erzeugt werden.

Dynamische mechanische Lasten entstehen im Zusammenhang mit der Bewegung der Endlagergebäude bei Transport- und Handhabungsvorgängen bei Einlagerung und ggf. Rückholung bzw. Bergung. Im Wesentlichen sind dies Einwirkungen, die auf Grund von Beschleunigungen, Vibrationen oder Schlägen bzw. Stößen auftreten können. Das Auftreten dieser Einwirkungen ist stark von der verwendeten Einlagerungstechnik abhängig. Weitere dynamische Einwirkungen können bei Betriebsstörungen oder Störfällen auftreten und umfassen zum Beispiel mögliche Fallszenarien bei der Handhabung oder Lasten aus Einwirkungen von außen, wie z.B. Erdbeben.

Mechanische Einwirkungen sind unmittelbar vom Endlagerkonzept, insbesondere vom Standort (Wirtsgestein, Teufe), sowie von der verwendeten Transport- und Einlagerungstechnik abhängig.

Thermische Einwirkungen basieren auf der durch die radioaktiven Zerfallsprozesse im Abfallinventar freigesetzten Wärme. Diese wird über das Endlagergebäude an die Umgebung abgegeben und bestimmt das Temperaturfeld in der Behälterumgebung. Durch erhöhte Temperaturen werden vor allem thermisch induzierte mechanische Spannungen im Endlagerbehälter selbst und dem Wirtsgestein hervorgerufen. Daneben werden Alterungsprozesse der Behälter und der sie umgebenden Komponenten durch thermische Einwirkungen beschleunigt. Schließlich beeinflusst die mit der Teufe ansteigende Gebirgstemperatur das jeweilige Temperaturniveau und es sind störfallbedingte thermische Einwirkungen entsprechend der zu berücksichtigenden Störfallszenarien (Unfallfeuer) zu betrachten.

Radiologische Einwirkungen resultieren aus dem durch die Zerfallsprozesse im Abfallinventar erzeugten Strahlungsfeld und zeigen sich vor allem in Form möglicher Materialversprödung sowie in Zersetzungsprozessen organischer Werkstoffe einschließlich Radiolysegasbildung durch ionisierende Strahlung und schnelle Neutronen.

Chemische und biologische Einwirkungen umfassen sämtliche Einwirkungen, die durch das hydrochemische bzw. geochemische Milieu in der Behälterumgebung, die chemische Zusammensetzung des Endlagergebäudes und vorkommende Mikroben bzw. deren Stoffwechselprodukte hervorgerufen werden. Chemische Einwirkungen befördern vor allem die Korrosion der zumeist metallischen Behältermaterialien. Durch den bei anaerober Korrosion entstehenden Wasserstoff ist zudem eine Materialversprödung durch in das Gefüge diffundierenden Wasserstoff möglich. Organische Materialien, z.B. als Moderator verwendetes Graphit oder Kunststoffe werden sich während der langen Zeiträume der

Endlagerung zersetzen. Die den chemischen Einwirkungen zu Grunde liegenden Prozesse können zudem durch thermische, radiologische und auch mechanische Einwirkungen beeinflusst werden. Dabei kann es sowohl zu einer Verstärkung der Folgen chemischer und biologischer Einwirkungen kommen, z.B. in Form von Spannungsrisskorrosion, als auch zu einer Verminderung, z.B. durch das Absterben von Mikroorganismen bei hohen Temperaturen.

In Tabelle 5-8 sind die relevanten Einwirkungen schematisch klassifiziert

Einwirkungsklasse	Art der relevanten Einwirkung		Mögliche Folgen
Mechanisch	Statisch	Gebirgsdruck Schwelldruck Wasserdruck (isotrop, anisotrop)	Werkstoff- oder Bauteilversagen; Gefährdung der Sicherheitsfunktionen
		Scherung	
		Montage, Handhabung	
	Dynamisch	Beschleunigungen, Vibrationen, Stöße aus Handhabung und Endlagerbetrieb	
		Störfallszenarien, wie z.B. Behälterabsturz	
Thermisch	Zerfallswärme der radioaktiven Abfälle		Thermische Schädigung technischer, geotechnischer und/oder geologischer Barrieren
	Gebirgstemperatur		
	Unfallfeuer		
Radiologisch	Gamma- und Neutronenstrahlung		Materialversprödung oder -zersetzung; Radiolysegasbildung
Chemisch und biologisch	Korrosive Medien freies Wasser Mikroorganismen		Korrosion Materialzersetzung Wasserstoffversprödung Spannungsrisskorrosion Gasbildung

Tabelle 5-8: Klassifikation relevanter Einwirkungen auf Endlagerbehälter

Die klassifizierten relevanten Einwirkungen wurden im Rahmen des Vorhabens KoBrA zusätzlich einer ersten Quantifizierung auf Grundlage bisher entwickelter Endlagerkonzepte unterzogen. Folgende bisherige Endlagerkonzepte wurden hierfür berücksichtigt:

Wirtsgestein Steinsalz (VSG [28, 29])

- Streckenlagerung von POLLUX®-Behältern
- vertikale Bohrlochlagerung von Brennstabkokillen BSK-R
- Direkte Einlagerung von Transport- und Lagerbehältern

Wirtsgestein Tonstein (ANSICHT)

- vertikale Bohrlochlagerung von Brennstabkokillen in der Modellregion Nord [71]
- Streckenlagerung von POLLUX®-Behältern in der Modellregion Süd [70]

Wirtsgestein Kristallin (KONEKD [77])

- modifiziertes KBS-3-Konzept, Bohrlochlagerung von Brennstabkokillen in Kupferhüllen
- multipler ewG-Konzept, Bohrlochlagerung von kupferummantelten Brennstabkokillen
- überlagernder ewG-Konzept, Streckenlagerung von POLLUX®-Behältern

Eine umfassende und detaillierte Darstellung der so ermittelten quantifizierten Einwirkungen für die unterschiedlichen Endlagerkonzepte in den verschiedenen Wirtsgesteinen findet sich im Kapitel 5 des Berichtes zum Arbeitspaket 3 [7]. Im Ergebnis sind die wesentlichen ermittelten Daten jeweils in Tabellenform zusammengefasst. Viele der genannten Einwirkungen sind hierbei abhängig vom Endlagerstandort und dem jeweils zugrundeliegenden Behälterkonzept, so dass auch bei weitem noch nicht alle relevanten Daten ermittelt wurden. Dies verdeutlicht, dass für eine zielgerichtete zukünftige Entwicklung und Dimensionierung von Endlagerbehältern die Erkenntnisse aus der Standorterkundung von erheblicher Bedeutung sind.

5.8 Anforderungen aus der Forderung nach Rückholbarkeit der Endlagergebinde

Da in Deutschland eine Rückholbarkeit der Behälter nach § 26 Abs. 2 Nr. 3 StandAG [1] während der Betriebsphase des Endlagers gefordert ist, müssen alle Behälter ihre Funktionen als technische Barriere zur Einhaltung der beschriebenen Sicherheitsanforderungen nicht nur bis zum Abschluss der Einlagerung über einen vergleichsweise kurzen Zeitraum bis zum Verschluss des Einlagerungsbereiches oder Bohrlochs, sondern bis zum endgültigen Verschluss des gesamten Endlagerbergwerks erfüllen. Nach § 13 Abs. 1 EndlSiAnfV [4] wiederum gilt diese Forderung bis zum Beginn der Stilllegung des Endlagers, womit ein Übergang von einer Rückholbarkeit in eine sich unmittelbar anschließende Bergbarkeit auf diesen früheren Zeitpunkt verlagert. Unabhängig davon beginnt der für die Behälterstandzeit zu betrachtende Zeitraum mit dem erstmaligen Verschluss eines Einlagerungsbereiches. Er endet mit Beginn der Stilllegung des Endlagerbergwerkes zuzüglich des notwendigen Zeitraumes bis zur Rückholung des letzten Behälters. Da es sich bei einer Rückholung um eine betriebliche Maßnahme handelt, sind die Anforderungen an das Nachweisniveau gegenüber dem Einlagerungsbetrieb unverändert. Dies schließt verlässliche Prognosen über den Zustand des potenziell „ältesten“ Behälters mit ein, dessen Eigenschaften weiterhin eine planbare Handhabung zur Verbringung nach übertage erlauben müssen. Unterstellt man für

den Rückholprozess einen vergleichbaren Zeitaufwand wie für den Einlagerungsprozess, so ist von einer Verdopplung der möglichen Dauer der Betriebsphase des Endlagers und damit des notwendigen Nachweiszeitraumes bezüglich des Zustands der Endlagerbehälter auszugehen. Letztlich ergibt sich der genaue Zeitbedarf jedoch erst mit der Festlegung des Endlagerkonzeptes und seines Betriebsregimes einschließlich der Rückholungstechnologie. Damit folgen für die Endlagerbehälter aus der Gewährleistung einer möglichen Rückholung der Endlagergebinde während der Betriebsphase in erster Linie erweiterte Anforderungen hinsichtlich ihrer Langzeitbeständigkeit unter den Bedingungen der verfüllten Einlagerungsbereiche.

5.9 Anforderungen aus der Forderung nach Bergbarkeit der Endlagergebinde

Die für Endlagerbehälter bzw. -gebinde für hochradioaktive Abfälle bestehenden Sicherheitsanforderungen wurden im vorliegenden Bericht umfassend diskutiert und bezüglich der resultierenden Anforderungen an zukünftige Endlagerbehälter ausgewertet. Die Einhaltung der generisch beschriebenen Sicherheitsanforderungen ist für spezifische Endlagerkonzepte jeweils im Einzelnen nachzuweisen. Kernpunkt ist hierbei die Erfüllung der wesentlichen Sicherheitsfunktionen (Abschirmung, sicherer Einschluss, Unterkritikalität und Wärmeabfuhr) durch das Endlagersystem, bestehend aus technischen Barrieren (Endlagergebinde), geotechnischen Barrieren (z. B. Buffer, Verschlussbauwerke) und geologischen Barrieren (einschlusswirksamer Gebirgsbereich). Insbesondere in Endlagerkonzepten mit einem ausgewiesenen einschlusswirksamen Gebirgsbereich kommt diesem eine bedeutende Rolle hinsichtlich des geologisch langfristig sicheren Einschlusses der eingebrachten Radionuklide zu.

Die Forderung nach einer Bergbarkeit des radioaktiven Inventars, d.h. aller Endlagergebinde innerhalb der ersten 500 Jahre der Nachverschlussphase, stellt im Gegensatz dazu einen Eingriff in den einschlusswirksamen Gebirgsbereich dar, wodurch dessen Einschlussfunktion auf jeden Fall beeinträchtigt wird. Gleichzeitig werden Anforderungen an die Sicherheitsfunktionen der Endlagerbehälter, insbesondere hinsichtlich des dichten Einschlusses, der Behälterintegrität und der Handhabbarkeit für den gleichen Zeitraum gestellt, die im großtechnischen Maßstab besondere Herausforderungen darstellen und zudem für alle in Frage kommenden Wirtsgesteine gelten, unabhängig davon, welche Einschlussfunktion ggf. bereits von geotechnischen und/oder geologischen Barrieren übernommen wird. Aufgrund der abhängig vom Endlagermedium voranschreitenden Alterung der Behälter, ihrer einschlusswirksamen Komponenten (z. B. Deckeldichtsystem, Schweißnähte, Behälterwand) und Handhabungshilfen (z. B. Tragezapfen, -griffe oder -pilze) ist die gesamte Behälterauslegung auf die Erfüllung der zugewiesenen Schutzfunktionen der Behälter zum letztmöglichen Zeitpunkt einer Bergung auszurichten.

Der für den Nachweis der Bergbarkeit der Behälter definierte Zeitrahmen von bis zu 500 Jahren bedeutet, dass die Bergung des letzten Behälters spätestens 500 Jahre nach Verschluss des Endlagers erfolgt sein muss, um von diesbezüglichen Nachweisen bzgl. Sicherheitsfunktionen und Handhabbarkeit der Behälter Kredit nehmen zu können. Andersfalls müsste der Zeitraum von der Bergungsentscheidung über die Errichtung des Bergungsbergwerkes bis zum Abschluss der Bergungsarbeiten der erforderlichen Behälterstandzeit hinzugerechnet werden. Hinzu kommt zur nachzuweisenden

Behälterstandzeit in jedem Fall die Berücksichtigung der vorangegangenen Einlagerungsphase von der Einlagerung des ersten Behälters bis zum Verschluss des Endlagers.

Für den Behälterzustand zum Zeitpunkt der Bergung sind in den bisherigen Sicherheitsanforderungen des BMU lediglich drei Anforderungen explizit gegeben: der aerosoldichte Einschluss des radioaktiven Inventars für wahrscheinliche Entwicklungen, eine Handhabbarkeit der Abfallbehälter und die strukturelle Integrität der Gebinde, um eine Bergung mechanisch durchführbar zu machen [3]. Diese Formulierung wurde im Entwurf der Endlagersicherheitsanforderungsverordnung (§ 14 Abs. 2 Nr. 1) [4] als eine die Handhabung der Endlagergebäude ermöglichende mechanische Stabilität übernommen. Dabei dürfte der explizite Nachweis der strukturellen Integrität bzw. mechanischen Stabilität nach Behälterstandzeiten von mehr als 500 Jahren unter den Bedingungen der auf die Endlagergebäude einwirkenden Prozesse im verfüllten Einlagerungsbereich mit großen Herausforderungen behaftet sein, so dass nach derzeitigem Wissen ausschließlich entsprechend robuste Behälterkonzepte in Frage kommen [104]. Hierbei zeichnet sich ab, dass die aus der Bergbarkeit resultierenden Anforderungen häufig auslegungsbestimmend für das Behälterdesign werden dürften.

Für die nach der Einlagerung am Schutz der sicherheitsrelevanten Eigenschaften der geotechnischen und geologischen Barrieren bemessenen Anforderung an die Begrenzung von Temperatur und Strahlendosisleistung an der Gebindeoberfläche können sich aus der Bergung weitere Anforderungen an das gesamte Endlagersystem ableiten, da davon auszugehen ist, dass z. B. für den Schutz des eingesetzten Personals zulässige Temperaturgrenzwerte im umliegenden Wirtsgestein auch für den Beginn der Bergbarkeitsphase (unmittelbar nach Verschluss des Endlagerbergwerkes) gefordert sind.

Nachweise zur Unterkritikalität, geeignete Materialwahl und die Vermeidung der Schädigung weiterer Barrieren werden im Rahmen des Langzeitsicherheitsnachweises für den gesamten Nachweiszeitraum erbracht und decken somit den Bergbarkeitszeitraum ab. Der Nachweis der Identifizierbarkeit ist bei einem die Handhabbarkeit gewährleistenden Konzept nachgeordnet.

Die sich aus den Sicherheitsanforderungen des BMU von 2010 ergebenden Fragestellungen hinsichtlich des Nachweises der Bergbarkeit nicht nur für wahrscheinliche, sondern auch für weniger wahrscheinliche und unwahrscheinliche Entwicklungen [3] verlagert sich beim Entwurf der Endlagersicherheitsanforderungsverordnung [4] auf die Frage nach zu treffenden Vorkehrungen für die Ermöglichung einer Bergung eingelagerter Endlagergebäude nicht nur für zu erwartende Entwicklungen, sondern auch für abweichende bzw. mögliche Entwicklungen [104]. Dies ist insofern bedeutend, als eine Bergungsentscheidung tendenziell eher auf letztere zurückgehen dürfte. Weiterhin ist zu klären, welche Vorgaben und Bewertungskriterien für den Nachweis der Bergbarkeit anzusetzen sind.

6 Betrachtungen zu möglichen Endlagerbehälterkonzepten

In diesem Kapitel werden die Untersuchungsergebnisse vorgestellt, die zeigen, inwieweit bereits entwickelte Behälterkonzepte (siehe Kapitel 3) die im Kapitel 5 hergeleiteten Anforderungen erfüllen können. Darüber hinaus wird ein Ansatz zur Herleitung von generischen Behälterkonzepten für die drei potenziellen Wirtsgesteine Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein zusammenfassend beschrieben.

Insgesamt wird auf Grundlage der im FuE-Vorhaben KoBrA ermittelten Anforderungen und Einwirkungen ein systematischer Ansatz zur Bewertung existierender Behälterkonzepte und zur Entwicklung anforderungsgerechter neuer Behälterkonzepte entwickelt. Die Bewertung existierender bzw. Entwicklung von neuen Behälterkonzepten erfolgt dabei ausschließlich anforderungsbezogen, d.h. sicherheits- und funktionsorientiert auf Grundlage des Top-Down-Ansatz zur Herleitung anforderungsgerechter (generischer) Behälterkonzepte (siehe Abbildung 2-1). Details zu den nachfolgend beschriebenen Ergebnissen sind im Bericht zum Arbeitspaket 4 [8] ausführlich beschrieben.

Bei der Frage nach möglichen Endlagerbehälterkonzepten für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland können neben noch zu entwickelnden Behälterkonzepten auch die international bereits erarbeiteten Behälterkonzepte in Betracht gezogen werden. Anhand der im Kapitel 3 zusammengetragenen Informationen soll im Folgenden eine Auswahl fortgeschrittener Behälterkonzepte daraufhin untersucht werden, inwieweit eine Erfüllung der im Kapitel 5 begründet hergeleiteten Behälteranforderungen als aussichtsreich erscheint.

6.1 Methodik zur Prüfung der Übertragbarkeit bestehender Behälterkonzepte

Grundlage für die Methodik zur Untersuchung existierender Behälterkonzepte im Hinblick auf eine mögliche Übertragbarkeit auf zukünftige Endlagerkonzepte in Deutschland ist der im Vorhaben entwickelte Top-Down-Ansatz zur Herleitung anforderungsgerechter Behälterkonzepte (Abbildung 2-1). Demnach werden aus den Anforderungen an die Endlagergebäude Behälterfunktionen abgeleitet, auf deren Grundlage ein Behälterkonzept entwickelt wird. Unter Berücksichtigung der Einwirkungen auf die Endlagergebäude dienen diese Behälterfunktionen der Erfüllung der Anforderungen. Folgerichtig ist zuerst anhand einer vergleichenden Betrachtung dieser Anforderungen und Einwirkungen zu prüfen, inwieweit eine Übertragbarkeit bestehender Behälterkonzepte auf andere Endlagerkonzepte möglich erscheint.

Die daraus entwickelte Methodik ist in Abbildung 6-1 dargestellt. Die Zusammenhänge auf beiden Seiten der Graphik (existierende Behälterkonzepte auf der linken Seite, daraus hergeleitete übertragbare Behälterkonzepte für die drei potenziellen Wirtsgesteine auf der rechten Seite) entsprechen unmittelbar dem in Abbildung 2-1 dargestellten Top-Down-Ansatz.

Wesentlich für die hier vorgenommene Untersuchung ist demnach, ob einerseits die für die betrachteten Behälterkonzepte berücksichtigten Einwirkungen die in einem Endlager in Deutschland zu erwartenden Einwirkungen abdecken (siehe Kapitel 4). Andererseits ist zu klären, ob die von den betrachteten Endlagerbehälterkonzepten zu erfüllenden Anforderungen die für Deutschland hergeleiteten Anforderungen mindestens abdecken (siehe Kapitel 5). Bei

festgestellten Differenzen ist eine vergleichende Betrachtung der Behälterfunktionen erforderlich, um eine Aussage für eine mögliche Übertragbarkeit treffen zu können.

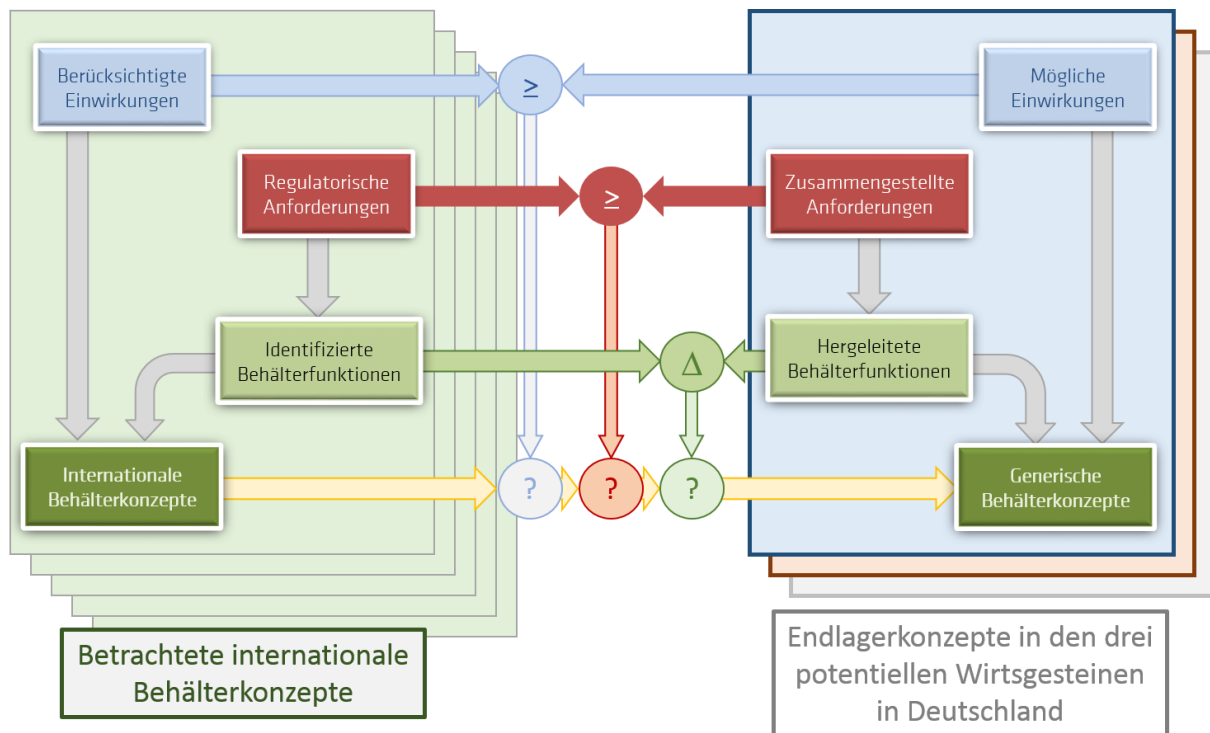


Abbildung 6-1: Methodik zur Untersuchung existierender Behälterkonzepte hinsichtlich der Übertragbarkeit auf Endlagerkonzepte in Deutschland.

6.1.1 Betrachtete Behälterkonzepte

Die ausgewählten und nachfolgend betrachteten Behälterkonzepte sind im Kapitel 3 detailliert beschrieben. Es handelt sich dabei um Behälterkonzepte aus Schweden bzw. Finnland, Kanada und der Tschechischen Republik für kristalline Wirtsgesteine, weiterhin die Behälterkonzepte aus Belgien, Frankreich und der Schweiz für Tonstein sowie die Behälterkonzepte aus Deutschland für Steinsalz. Zusätzlich werden die in Deutschland verwendeten Transport- und Lagerbehälter für hochradioaktive Abfälle als bereits vorhandene Behältergruppe in die Auswahl aufgenommen, da in einer Machbarkeitsstudie für die kerntechnische Industrie erste Konzepte zum Transport und zur Einlagerung in ein Endlagerbergwerk im Steinsalz erarbeitet worden sind [69]. Eine Übersicht über die betrachteten Behälterkonzepte findet sich in Tabelle 6-1.

Die Behälterkonzepte für das amerikanische Yucca-Mountain-Projekt werden aufgrund der fundamental verschiedenen Randbedingungen (Lagerung in unverfüllten Strecken in ungesättigtem Tuffstein) nicht mit in die Betrachtungen einbezogen. Lediglich die Anforderungen an diese Behälter werden aus Gründen der Vollständigkeit mit aufgeführt. Gleichermassen wird auf eine Einbeziehung der generischen Behälterkonzepte für Großbritannien verzichtet, da die Behälterkonzepte für Kristallingestein lediglich Adaptationen der schwedisch-finnischen KBS-3-Behälter sind und die Behälterkonzepte für Tonstein und Steinsalz Adaptationen der Schweizer Referenzbehälter. Aus dem gleichen Grund wird auch der koreanische KDC-1-Behälter als maßstäbliche Adaptation des schwedisch-finnischen Behälters nicht gesondert betrachtet.

entwickelt für Wirtsgestein	Behälterkonzept (Entwickler)	Beschreibung	Stand der Entwicklung
Kristallin	KBS-3 (SKB/Posiva Oy, Schweden, Finnland)	unabgeschirmter Doppelhüllenbehälter (Gusseisenbehälter mit massiver Kupferhülle) für Brennelemente	weit fortgeschritten im Genehmigungsverfahren (Tests für Fertigung, Beladung, Verschluss, Transport, Einlagerung)
	UOS (Škoda, Tschechien)	unabgeschirmter Doppelhüllenbehälter aus verschiedenen Stählen für Brennelemente	vom KBS-3 abgeleitete Konzeptstudie („KBS-3 aus Stahl“)
	UFC-II (NWMO, Kanada)	unabgeschirmter Stahlbehälter mit dünner Kupferbeschichtung für (CANDU-) Brennelemente	fortgeschrittenes Konzept (Material-, Fertigungs- und Behältertests)
Tonstein	Kategorie-C- Behälter (Andra, Frankreich)	unabgeschirmter Stahlbehälter für Kokillen oder Brennelemente	fortgeschrittenes Konzept (Material-, Fertigungs- und Behältertests)
	Supercontainer (ONDRAF/NIRAS, Belgien)	in Betonkörper eingeschlossener Stahlbehälter für Brennelemente oder Kokillen	Materialtests
			generisches Design für BE und Kokillen
Steinsalz	Referenzkonzept (Nagra, Schweiz)	unabgeschirmter, robuster Stahlbehälter für Brennelemente oder Kokillen	von RWM als mögliches Referenzkonzept für Endlagerbehälter im Salz in Betracht gezogen
	BSK-3 (GNS, Deutschland)	unabgeschirmte Stahlkokille für die Bohrlochlagerung von gezogenen Brennstäben oder Kokillen	Konzept in FuE- Berichten entwickelt; Einlagerungstechnik an Dummy getestet
	POLLUX®-10 (GNS, Deutschland)	abgeschirmter Doppelhüllenbehälter (Stahl und Gusseisen) für gezogene Brennstäbe oder Kokillen	fortgeschrittenes Konzept (POLLUX®-8 als Prototyp gefertigt; Erprobung der Einlagerungstechnik)
--	Transport- und Lagerbehälter z. B. des Typs CASTOR® , (GNS, Deutschland)	abgeschirmte Transport- und Zwischenlagerbehälter aus Gusseisen oder Schmiedestahl für Brennelemente oder Kokillen	Bestehende Behälter; Endlagereignung bisher nicht betrachtet

Tabelle 6-1: Kurzbeschreibung der international für hochradioaktive Abfälle entwickelten Behälterkonzepte, die hinsichtlich Übertragbarkeit auf deutsche Endlagerkonzepte im FuE-Vorhaben KoBrA betrachtet wurden.

6.1.2 Vergleich der Einwirkungen

Die Untersuchung beschränkt sich auf wesentliche, international vergleichbare Einwirkungen, weil die Informationslage zu den Einwirkungen auf die Behälter während der Betriebsphase je nach betrachtetem Endlagerprogramm sehr unterschiedlich ist. Zu den betrachteten Einwirkungen zählen neben den auf die eingelagerten Gebinde wirkenden mechanischen und thermischen Lasten durch Wirtsgestein, Inventar sowie Transport und Handhabung vor allem die Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche sowie die Temperatur des ungestörten Wirtsgesteins als auslegungsrelevante Randbedingung.

6.1.2.1 Mechanische Einwirkungen

Die statischen mechanischen Lasten auf das Endlagergebäude setzen sich aus dem lithostatischen Druck des umliegenden Wirtsgesteins, dem hydrostatischen Druck des in Gesteinsklüften ggf. vorhandenen Wassers, dem Schwelldruck umliegender Tone (Buffer oder Wirtsgestein Tonstein) sowie dem zu veranschlagenden Auflagedruck möglicherweise zukünftig das Endlager überdeckender Gletscher zusammen. Eine Übersicht findet sich in Tabelle 6-2. Der Beitrag dieser verschiedenen Lasten ist abhängig von Wirtsgestein, Endlagerkonzept und geographischer Lage: Während in harten kristallinen Gesteinen grundsätzlich kein (isotroper) lithostatischer Druck auf die Gebinde wirkt, entfällt in nicht wasserführenden Wirtsgesteinen wie Steinsalz in der Normalentwicklung der hydrostatische Druck. In den Konzepten im Tonstein wird der hydrostatische Druck berücksichtigt, auch wenn Tonstein selbst nicht wasserführend ist. Ein Schwelldruck kann bei der Verwendung von ungesättigten Tonmineralen im Behälternahefeld anfallen. Der mögliche Auflagedruck künftiger Gletscher ist regional abzuschätzen.

Informationen zu anisotropen statischen Drücken oder dynamischen mechanischen Lasten sind nicht flächendeckend verfügbar. Anisotrope Lasten, z. B. aufgrund ungleichmäßiger Sättigung eines Buffers, resultieren gegebenenfalls in Biege- oder Scherspannungen. Anisotrope Lasten aus z.B. möglichen Gebirgsbewegungen, werden im Rahmen des Standortauswahlverfahrens abgeschätzt und derartige Gebiete nach Möglichkeit ausgeschlossen. Dynamische mechanische Lasten treten während des Transportes und bei der Einlagerung der Endlagergebäude sowie ggf. bei einer Rückholung oder Bergung auf. Zusätzlich sind für das jeweilige Endlagerkonzept anzunehmende Einwirkungen während Betriebsstörungen oder Störfällen (siehe Abschnitt 4.5) zu berücksichtigen.

Wirts- gestein	Land	Teufe [m]	Druck [MPa]				Quellen
			litho- statisch	hydro- statisch	Schwell- druck	Gletscher- druck	
Kristallin	Schweden	500	--	5	≤ 15	≤ 25	[105, 106]
	Finnland	420		4,1			[47]
	Rep. Korea	500		5	10		[50]
	Tschechien				15		[107]
	Kanada			6	≤ 11,5	≤ 30	[108, 109]
Tonstein	Belgien	240	4,5	2,2	5...6		[110]
	Frankreich	525	12	-- (5,3)	≤ 7		[31, 111]
	Schweiz	450...850	15...22	4,5...8,5	2..4	≤ 5	[39]
Steinsalz (VSG)	Deutschland	870	18,8	--	--	≤ 15	[29, 93]

Tabelle 6-2: Übersicht über die in den betrachteten Endlagerkonzepten auf die Endlagergebinde wirkenden statischen mechanischen Lasten (Drücke).

6.1.2.2 Thermische und radiologische Einwirkungen

Sowohl die thermischen als auch die radiologischen Einwirkungen sind wesentlich vom Inventar der Endlagergebinde bestimmt. Bei thermischen Einwirkungen kommt die Temperatur des umgebenden Wirtsgesteins als Randbedingung noch hinzu. Diese ist von der Standortgeologie und der Teufe des Endlagers abhängig. Radiologische und thermische Einwirkungen müssen durch das Behälter- und das Endlagerkonzept berücksichtigt und abgedeckt werden, um einerseits die Sicherheit des Betriebspersonals zu gewährleisten (siehe dazu Abschnitt 6.1.3.6) und andererseits die Barrieren des Endlagersystems vor möglichen Schädigungen bzw. Funktionsbeeinträchtigungen zu schützen (siehe dazu Abschnitt 6.1.3.4 für thermische und Abschnitt 6.1.3.2 für radiologische Anforderungen). Eine Übersicht über die ungestörte Wirtsgesteinstemperatur als äußere thermische Einwirkung sowie über die maximale berechnete Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche ist für verschiedene Endlagerkonzepte in Tabelle 6-3 gegeben. Die maximal zulässige Wärmeleistung der jeweiligen Gebinde ergibt sich aus regulatorischen Anforderungen an eine Begrenzung der Temperaturen, aus der Wirtsgesteinstemperatur und den thermischen Eigenschaften des Endlagersystems. Nähere Informationen finden sich in den jeweiligen Berichten zum Arbeitspaket 1 [5] bzw. zum Arbeitspaket 4 [8].

Die Quantifizierung der radiologischen Einwirkungen erfolgt über die Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche bzw. im Umfeld des Gebindes. Abhängig vom Zusammenhang kann dabei die Energiedosis (in Gy/h) oder die Äquivalentdosis (in Sv/h) angegeben werden. Die Energiedosis gibt die Energiedeposition durch ionisierende Strahlung an und dient daher der Bewertung von radiologischen Einwirkungen auf die Barrieren des Endlagersystems (entsprechende Anforderungen finden sich in Abschnitt 6.1.3.2). Die Äquivalenzdosis dient als

Maß für die Wirkung ionisierender Strahlung auf biologisches Gewebe und wird daher für die Bewertung radiologischer Einwirkungen auf Mensch und Umwelt herangezogen (Anforderungen hierzu in Abschnitt 6.1.3.6). Dementsprechend sind die in Tabelle 6-3 aufgeführten radiologischen *Einwirkungen* auf die Barrieren allgemein in Gy/h angegeben (Energiedosis); Ausnahmen sind die für die Beurteilung von Handhabungsvorgängen ermittelten Werte für den kanadischen UFC-II sowie für die deutschen Konzepte BSK-3 und POLLUX®. Letzterer ist als ausreichend für Transport- und Handhabungsvorgänge abgeschirmter („selbstabschirmender“) Behälter ausgelegt, weshalb die maximal wirkende Ortsdosisleistung auf der Gebindeoberfläche durch die für Transport und Handhabung relevante maximal zulässige Äquivalenzdosisleistung begrenzt wird (siehe Abschnitt 6.1.3.6).

Die Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche ist von Menge und Art des radioaktiven Inventars sowie von Material und Stärke der Behälterwand abhängig. Es zeigte sich, dass die robusten, dickwandigen Metallbehälter das Strahlungsfeld des zulässigen Inventars weit genug abschwächen, um eine Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche von unterhalb 1 Gy/h zu erreichen. Die dünnwandigen französischen Behälter mit einer Beladung aus verglasten Spaltproduktlösungen sowie die unabgeschirmte Brennstabkokille (BSK-3) erreichen eine derartige Abschirmwirkung dagegen nicht, ebenso der belgische Supercontainer, der aus einem dünnwandigen Metallbehälter mit einer robusten, aber nur bedingt abschirmwirksamen Betonhülle besteht.

Wirtsgestein	Land	Teufe [m]	Gesteinstemperatur [°C]	Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche [Gy/h]	Quellen
Kristallin	Schweden	500	10,5	$\leq 0,055^B$	[105, 112, 113]
	Finnland	420	10...12	$\leq 0,22^B$	[47, 114]
	Rep. Korea	500	35 ^B	$\leq 0,1^B$	[50, 13]
	Tschechien		10		[107]
	Kanada		11	$\leq 0,135^{B,D,*}$	[109, 115]
Tonstein	Belgien	240	16	$< 25^B$	[110, 116]
	Frankreich	525	23	< 30	[31, 111]
	Schweiz	450...850	30...45	$< 0,035^B$	[39, 40]
Steinsalz (VSG)	Deutschland	870	38	(POLLUX®) $< 0,01^{A,*}$	[98]
				(BSK-3) $\leq 100^{B,*}$	

Tabelle 6-3: Übersicht über die anzunehmenden thermischen und radiologischen Randbedingungen in den betrachteten Endlagerkonzepten.

A – nach Auslegung; B – berechnet. D - Abstand von 20 cm zur Oberfläche der „buffer box“ nach 10 a Abklingzeit;

** – Werte in Sv/h berechnet (Äquivalentdosisleistung).*

6.1.2.3 Chemische und biologische Einwirkungen

Grundsätzlich sind die Endlagergebinde nach dem Versatz in einer durch die chemische Zusammensetzung der umliegenden geotechnischen bzw. geologischen Barriere bestimmten chemischen Umgebung. Das Vorhandensein wässriger Lösungen als Elektrolyt kann an metallischen Materialien zu Korrosionsprozessen führen, die über lange Zeiträume die mechanische Integrität metallischer Behälter oder Dichtsysteme negativ beeinflussen. Die damit einhergehende Gasproduktion kann ebenfalls schädlich für die Barrierenfunktion der geotechnischen oder geologischen Barrieren sein (vgl. Abschnitt 5.6.5). Während die genaue Zusammensetzung wässriger Lösungen erst am konkreten Endlagerstandort explizit bestimmt werden kann, lassen sich einige allgemeine Aussagen zum chemisch-biologischen Milieu wie folgt treffen:

- In kristallinen Wirtsgesteinen ist grundsätzlich mit dem Vorkommen wässriger Lösungen zu rechnen. Die hohe Durchlässigkeit des Wirtsgesteines führt zu einer über den Nachweiszeitraum zu erwartenden Änderung des hydrochemischen Milieus durch Einsickern von Wässern z. B. aus Niederschlägen, Meeren oder Gletscherschmelzen [117].
- In Tonstein ist ebenfalls mit dem Vorkommen wässriger Lösungen im Behälternahefeld zu rechnen [118]; allerdings ist das hydrochemische Milieu durch die Barrierewirkung des Wirtsgesteines stabil. Diffusions- und Transportprozesse sind hier auch über geotechnische Barrieren hinaus begrenzt.

- Das Wirtsgestein Steinsalz ist selbst eine wirksame Barriere gegen den Transport wässriger Lösungen, jedoch können Laugenkammern im Salz vorkommen, in denen gesättigte (hochsalinare) Lösungen vorhanden sind. Diese können im Rahmen der Erkundung identifiziert und planmäßig entleert werden. Der Feuchtegehalt des Steinsalzes selbst ist lokal zu bestimmen. Bei Steinsalz mit sehr geringem Feuchtegehalt kann das Behälternahfeld als praktisch trocken angesehen werden.

Eine Übersicht über repräsentative Zusammensetzungen verschiedener Lösungen in den drei potenziellen Wirtsgesteinen ist im Bericht zum Arbeitspaket 4 (Tabelle 7) zu finden [8]. Allgemein sind die Zusammensetzungen von Lösungen aus Endlagerkonzepten im Kristallingestein (mit Bentonitbuffer) und im Tonstein gut vergleichbar.

Bei frei vorhandenen wässrigen Lösungen ist grundsätzlich mit einem vorhandenen Mikrobiom zu rechnen (siehe Abschnitt 3.4.1 im Bericht zum Arbeitspaket 1 [5]). Dies betrifft auch gesättigte lokal eingeschlossene Lösungen im Steinsalz. Mikroben können direkt (durch ihre Stoffwechselaktivität) oder indirekt (durch ihre Stoffwechselprodukte) Korrosionsprozesse begünstigen oder ermöglichen. Die vorhandenen Arten und damit die stoffwechselphysiologisch möglichen Prozesse müssen jedoch lokal im Verlauf der Standorterkundung bestimmt werden.

6.1.3 Vergleich der Anforderungen

Die grundlegenden Anforderungen an die Endlagergebinde wurden im Abschnitt 5.4 zusammengestellt. Für den Vergleich der verschiedenen Behälterkonzepte sind im Folgenden diese grundlegenden Anforderungen – sicherer Einschluss, Abschirmung, Kritikalitätsausschluss, Temperaturbeschränkung, Begrenzung von Korrosion und Gasproduktion und Handhabbarkeit – für die betrachteten Behälterkonzepte zu berücksichtigen.

6.1.3.1 Sicherer Einschluss

Der sichere Einschluss der radioaktiven Abfälle durch den Behälter als technische Barriere bedingt eine ausreichende mechanische Stabilität des Endlagergebundes gegenüber den mechanischen Einwirkungen während des normalen Betriebes, bei möglichen Betriebsstörungen oder bei Störfällen sowie nach dem Versatz im Einlagerungsbereich (siehe Tabelle 6-2). Hinzu kommt der Erhalt der mechanischen Integrität unter den thermischen, radiologischen und chemisch-biologischen Einwirkungen im Einlagerungsbereich.

Die Standzeit bzw. Mindestlebensdauer des Behälters, d.h. jene Zeitspanne, über die der Behälter unter den zu erwartenden Einwirkungen den sicheren Einschluss der hochradioaktiven Abfälle mindestens sicher gewährleisten muss, stellt eine gute Vergleichsgröße dar. In Tabelle 6-4 ist die Standzeit der betrachteten Behälterkonzepte neben den Grenzwerten für den effektiven Neutronenmultiplikationsfaktor (k_{eff}) sowie die zum Schutz des Barrierensystems maximal zulässige Temperatur (ϑ_0) und Ortsdosisleistung (ODL) an der Gebindeoberfläche aufgetragen. Eine Diskussion der unterschiedlichen Standzeiten ist im Abschnitt 3.5.3 des Berichtes zum Arbeitspaket 1 zu finden [5].

Land	Anforderungen an den...				Quelle
	Kritikalitäts- ausschluss	sicheren Einschluss	Schutz der Barrieren		
	k_{eff}	Behälter- standzeit [Jahre]	Gebinde- oberflächen- temperatur [°C]	Gebinde- Oberflächen- dosisleistung [Gy/h]	
Deutschland	< 0,95 (bis 500 Jahre)	≥ 500 (wegen Forderung nach Bergbarkeit)	≤ 100 (StandAG)	offen	[1, 4]
	< 0,98 (> 500 Jahre)				
Schweden	< 0,95	≥ 100.000	< 100	≤ 1	[105, 119, 112]
Finnland					[47]
Kanada				≤ 15	[108, 109, 120]
Rep. Korea		≥ 1.000		< 0,5	[50, 51, 52, 13]
Tschechien		≥ 10.000	< 95		[121, 107]
Belgien		≥ 1.000	< 100	≤ 25	[122, 110, 34, 123]
Frankreich		≥ 4.000		≤ 20	[31]
Schweiz		≥ 10.000	< 160	≤ 1	[39, 124, 32]
		(ENSI) ≥ 1.000			
Großbritannien		≥ 10.000	< 100	offen	[125]
			< 125		
			< 200		
Vereinigte Staaten von Amerika			≥ 1.000	≤ 200	

Legende:

	Kristallingestein		Tonstein		Steinsalz		andere		offen
--	-------------------	--	----------	--	-----------	--	--------	--	-------

Tabelle 6-4: Übersicht über einige der wesentlichen internationalen Anforderungen an Endlagergebinde

6.1.3.2 Radiologische Anforderungen (zum Schutz der Barrieren)

Zum Schutz der geotechnischen und geologischen Barrieren vor radiolytischen Veränderungen und Strahlenschäden sind in vielen Endlagerkonzepten maximal zulässige Ortsdosisleistungen an der Gebindeoberfläche definiert (siehe Tabelle 6-4). Allgemein kann

für Endlagerkonzepte in Kristallingestein (mit tonbasiertem Buffer) und für Endlagerkonzepte im Tonstein ein Grenzwert von 1 Gy/h als Vergleichswert angenommen werden. Ausnahmen hiervon bilden das kanadische UFC-II-Konzept, der belgische Supercontainer (im abdeckenden Fall einer Beladung mit VHLW-Kokillen [110]) und der dünnwandige französische Kategorie-C-Behälter für Kokillen mit verglasten Spaltproduktlösungen (z. B. CSD-V). In diesen drei Fällen wird argumentiert, dass die Mächtigkeit der geotechnischen und geologischen Barrieren eine lokale Schädigung erlaubt. Der gleichen Argumentation folgt auch ein deutscher Vorschlag für einen Grenzwert von 10 kGy/h in Steinsalz aus dem Jahre 2008 [98], wobei eine mögliche Rückholung oder Bergung der Gebinde zu diesem Zeitpunkt noch nicht betrachtet worden ist (siehe Abschnitt 5.6.2). Für die Festlegung eines validierten Grenzwertes für eine maximal zulässige Ortsdosisleistung im Steinsalz ist noch weiterer Forschungsbedarf notwendig.

6.1.3.3 Unterkritikalität

Sowohl für die Endlagergebäude als auch für das Endlagersystem gelten Anforderungen an den Kritikalitätsausschluss. Diese Anforderungen sind international einheitlich und legen einen maximalen effektiven Neutronenmultiplikationsfaktor $k_{\text{eff}} < 1$ fest (kritisches System: $k_{\text{eff}} = 1$). Alle betrachteten Länder sehen eine Sicherheitsmarge von 5% vor ($k_{\text{eff}} < 0,95$, siehe dazu Tabelle 6-4). In Deutschland soll gemäß Verordnungsentwurf des BMU [4] künftig nach dem Ende der Bergbarkeitsphase ein Maximalwert von $k_{\text{eff}} < 0,98$ gelten.

6.1.3.4 Thermische Anforderungen (zum Schutz der Barrieren)

Um eine Beschädigung der technischen, geotechnischen und geologischen Barrieren zu verhindern, sind maximal zulässige Grenztemperaturen sowohl in der Abfallmatrix als auch an der Gebindeoberfläche definiert. Die maximal zulässigen Temperaturen an eingelagerten Brennelementen liegen länderspezifisch zwischen 350 °C (Belgien [122]) und 450 °C (Frankreich [111]), zumeist bei 400 °C (siehe hierzu Tabelle 10 im Bericht zum Arbeitspaket 4 [8]). Die in Deutschland üblichen Grenzwerte (siehe Abschnitt 5.6.4) sind hier direkt vergleichbar, ebenso der Grenzwert von 500 °C für verglaste hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung, der in anderen Ländern sogar noch etwas niedriger liegt (Belgien 400 °C [122], Frankreich im Normalbetrieb 450 °C [111]). Die maximal zulässigen Grenztemperaturen an der Gebindeoberfläche liegen für Endlagerkonzepte im Kristallingestein (mit tonbasiertem Buffer) und im Tonstein international bei 100 °C. Ausnahme ist hier die Schweiz, wo die massive geotechnische Barriere (Bentonit-Verfüllung) zumindest teilweise unterhalb von 100 °C bleiben soll [39], sowie der der schweizerischen Grenztemperatur nachempfundene britische Wert. Dem noch in der VSG angenommenen Grenzwert für Steinsalz von 200 °C [28] folgt auch die britische Grenztemperatur im Steinsalz. Die in Deutschland derzeit vorbehaltlich weiterer Forschungsergebnisse geltende vorläufige Grenztemperatur von 100 °C für alle drei Wirtsgesteine [1] ist somit für alle betrachteten Behälterkonzepte außer dem schweizerischen Nagra-Referenzkonzept und den deutschen Behälterkonzepten POLLUX® und BSK abdeckend.

6.1.3.5 Anforderungen an Korrosionsschutz und Begrenzung der Gasproduktion

Die Begrenzung der Korrosion am Behälter ist ein wesentliches Mittel für das Erreichen langer Standzeiten. So sollen die langen Lebensdauern der Endlagerbehälter Schwedens/Finnlands und Kanadas durch Korrosionsschutzbarrieren aus Kupfer realisiert werden. Der Betonkörper

des belgischen Supercontainers soll als chemischer Puffer den pH-Wert langfristig anheben und so Korrosionsprozesse behindern [33].

Durch diese Maßnahmen wird auch eine korrosionsbedingte Gasproduktion minimiert. Eine Begrenzung mikrobieller Gasproduktion ist ebenfalls durch die Schaffung von Bedingungen gegeben, die die Stoffwechselaktivität vorhandener Mikroben begrenzen, etwa durch die allgemeine Temperaturentwicklung [126], den o. g. langfristig erhöhten pH-Wert beim belgischen Supercontainer oder durch eine Anforderung an einen Mindestschwelldruck des Buffers, wie z. B. für das KBS-3-Konzept [78] oder den UFC-II-Behälter [127].

6.1.3.6 Anforderungen an die Handhabbarkeit

Grundsätzlich müssen für die Handhabbarkeit der Gebinde der sichere Einschluss, die mechanische Stabilität der Gebinde gegen Handhabungslasten, eine Begrenzung der Oberflächentemperatur (siehe Abschnitt 5.6.4) und eine Begrenzung der Ortsdosisleistung zum Schutz des eingesetzten Personals (siehe Abschnitt 5.6.2) gewährleistet sein. Dabei sind für eine ausreichende Begrenzung von Temperatur und Ortsdosisleistung in allen hier betrachteten Behälterkonzepten, außer dem explizit als Transport- und Endlagerbehälter entwickelten POLLUX®-Behälter [67], technische Hilfsmittel, wie z. B. Abschirm- und Transportverpackungen, notwendig.

Für die Begrenzung sowohl der Temperatur als auch der Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche zum Schutz des eingesetzten Personals während der laufenden Betriebsvorgänge werden allgemein die Grenzwerte aus dem Transportrecht ADR/RID (für den Transport auf der Straße bzw. Schiene) angewendet (siehe dazu auch Abschnitte 6.2 und 6.4 des Berichtes zum Arbeitspaket 3 [7]). Demnach gilt an den berührbaren Oberflächen eine zulässige Temperatur von 50 °C mit einem zulässigen Maximum von 85 °C [66]. Eine Ausnahme sind die französischen Kategorie-C-Behälter, wo (während der Handhabung in Abschirmbehältern) an zugänglichen Oberflächen eine Maximaltemperatur von 60 °C gilt [111]. Für die Begrenzung der Ortsdosisleistung gilt nach ADR ein Grenzwert von 2 mSv/h an der Gebindeoberfläche (10 mSv/h bei ausschließlicher Verwendung) und ein weiterer Grenzwert von 0,1 mSv/h in 2 m Entfernung [66]. In Deutschland und Großbritannien gilt der Grenzwert von 0,1 mSv/h bereits in 1 m Entfernung zur Gebindeoberfläche [67, 128].

6.1.3.7 Anforderungen an die Transportfähigkeit

Für die Betrachtung der Transportfähigkeit von Gebinden ist zwischen innerbetrieblichem Transport (am Endlagerstandort) und Transport auf öffentlichen Verkehrswegen außerhalb kerntechnischer Anlagen zu unterscheiden. In letzterem Fall sind die Anforderungen der ADR (Transport auf Straße) bzw. der RID (Transport auf Schiene) zu beachten [66]. Hinsichtlich der Begrenzung von Temperatur und Ortsdosisleistung an der Gebindeoberfläche zum Schutz des eingesetzten Personals ist eine Transportfähigkeit durch die Anforderungen nach Handhabbarkeit insoweit abgedeckt, dass für die Gewährleistung der Handhabbarkeit ebendiese Regelwerke bislang herangezogen wurden (siehe Abschnitt 6.1.3.6). Zusätzliche Anforderungen können aus maximal zulässigen Massen und Maßen der Gebinde resultieren. Grundsätzlich sind alle hier betrachteten Behälterkonzepte darauf ausgelegt, zum Endlagerstandort transportiert zu werden und erfüllen, gegebenenfalls mit technischen Hilfsmitteln, die Grenzwerte des ADR bzw. RID.

6.1.3.8 Anforderungen an Rückholbarkeit und Bergbarkeit

Die Anforderung nach einer Rückholbarkeit der Gebinde während der Betriebsphase [84] bzw. nach dem vorliegenden Entwurf der neuen EndlSiAnfV [4] bis zum Beginn der Stilllegungsarbeiten ist in mehreren der betrachteten Länder ebenfalls Bestandteil des Endlagerkonzeptes. So soll in Frankreich von der Einrichtung eines Pilotlagers, über den nach dessen Verschluss erfolgenden Ausbau und Betrieb des Hauptlagers bis zum Verschluss des Gesamtlagers eine Rückholbarkeit der Gebinde über bis zu 100 Jahre möglich sein [37]. Ähnlich ist in der Schweiz eine Rückholbarkeit der Gebinde bis zum Verschluss des Endlagers 50 Jahre nach dem Ende des Einlagerungsbetriebes vorgesehen [129]. In Kanada wird eine Rückholbarkeit bis zum Verschluss des Endlagers gefordert [115]. In Großbritannien wird eine mögliche spätere Rückholung der Gebinde bis zum Verschluss der Einlagerungsbereiche betrachtet, abhängig von möglichen Überwachungstechnologien auch darüber hinaus [130]. In Finnland ist eine mögliche „Wieder-Öffnung“ des Endlagers und eine mögliche Rückholung der Abfälle vor auszuplanen, während eine Rückholung der Gebinde in Schweden „prinzipiell vorgesehen“ ist, aber weder explizit gefordert noch verworfen wird [131, 47].

Die Anforderung an die Ermöglichung einer späteren Bergung der Gebinde, in Deutschland bis zu 500 Jahre nach dem Verschluss des Endlagers, wird in den betrachteten internationalen Programmen nicht gestellt. Nach § 14 des Entwurfes der EndlSiAnfV [4] gilt die Ermöglichung einer möglichen späteren Bergung als gewährleistet, wenn die Behälter mechanisch ausreichend stabil und einzeln identifizierbar sind und eine Freisetzung radioaktiver Aerosole ausgeschlossen werden kann. Während die mechanische Stabilität und die Vermeidung einer Freisetzung radioaktiver Aerosole im Zuge der nachfolgenden Betrachtungen unter der Anforderung nach einem sicheren Einschluss subsummiert werden können, ist die Identifizierbarkeit der Gebinde nur für die schwedisch-finnischen KBS-3-Behälter, die französischen Kategorie-C-Behälter, das schweizerische Nagra-Referenzkonzept und generische britische Behälter explizit gefordert (siehe hierzu auch der Absatz „Bergbarkeit“ in Abschnitt 4.1.5 des Berichtes zum Arbeitspaket 4 [8]).

6.1.4 Übertragbarkeit der Behälterkonzepte

Entsprechend der im Abschnitt 6.1 hergeleiteten Methodik (siehe Abbildung 6-1) werden die in Tabelle 6-1 aufgeführten Behälterkonzepte nachfolgend dahingehend betrachtet, inwieweit eine Erfüllung der im Kapitel 5 zusammengestellten Behälteranforderungen auch für andere Wirtsgesteine bzw. Endlagerkonzepte als möglich angesehen werden kann. Dabei wird berücksichtigt, dass die für die betrachteten Behälterkonzepte zugrunde gelegten zu erwartenden Einwirkungen (siehe Abschnitt 6.1.2) in vielen Fällen bekannt sind, jedoch entsprechende Informationen für ein Endlagerkonzept in Deutschland mangels Wirtsgestein- und Standortfestlegung nur abgeschätzt werden können (siehe Abschnitt 6.1.4.2). Die hier angestellten Untersuchungen können daher vorrangig Hinweise auf Stärken und Schwächen der betrachteten Behälterkonzepte geben und weiteren Forschungs- und Entwicklungsbedarf identifizieren (siehe Abschnitt 6.1.5). Eine detaillierte Überprüfung der Eignung von Endlagerbehälterkonzepten ist erst mit einer entsprechend aufbereiteten Datenlage zu den Einwirkungen in möglichen Wirtsgesteinsinformationen in den drei potenziellen Wirtsgesteinen möglich.

6.1.4.1 Wirtsgesteinsübergreifende Überlegungen

Die Gewährleistung einer dauerhaften Unterkritikalität unter Annahmen maximaler Moderation (z. B. Flutung mit Wasser) und Neutronenreflexion ist für alle Endlager- und Behälterkonzepte gefordert und kann daher für alle bereits entwickelten Behälterkonzepte als erfüllbar angesehen werden. Lediglich das kanadische UFC-II-Konzept müsste komplett neu bewertet werden, da der CANDU-Brennstoff, für den der Nachweis erbracht worden ist, in Deutschland nicht vorkommt. Eine Beladung mit Brennstäben oder Brennelementen aus angereichertem Uran- oder Mischoxid ist im UFC-II-Konzept nicht betrachtet worden. Die notwendige Übertragung des Konzeptes auf deutsche Abfallformen, die u. a. aufgrund der wesentlich längeren Brennstäbe bzw. Brennelemente auch mit einer Änderung der Gebindedimensionen verbunden wäre, stellt darüber hinaus die Erfüllbarkeit weiterer Anforderungen, die auf einer Begrenzung von Temperatur und Ortsdosisleistung basieren, in Frage.

Der sichere Einschluss des radioaktiven Inventars soll grundsätzlich durch das Konzept eines *einschlusswirksamen Gebirgsbereiches* (ewG, siehe Abschnitt 5.35) realisiert werden. In *Wirtsgesteinen mit nachgewiesenem ewG* muss die Einschlussfunktion dabei nur solange durch den Behälter erfüllt werden, bis sie durch das Wirtsgestein im Zusammenwirken mit den Verschlussbauwerken vollumfänglich übernommen werden kann, mindestens aber bis 500 Jahre nach dem Verschluss des Endlagers (Anforderung nach Bergbarkeit, s. o. [4]). Bei Wirtsgesteinsinformationen ohne einen ausweisbaren ewG (nach [4] für bestimmte kristalline Wirtsgesteinsinformationen, siehe Abschnitt 4.4 und Abschnitt 5.5.3) muss hingegen der sichere Einschluss des radioaktiven Inventars über den gesamten Nachweiszeitraum von 1 Million Jahre durch die technischen und geotechnischen Barrieren, in konservativer Betrachtung also durch den Behälter gewährleistet werden. Für den schwedisch-finnischen KBS-3-Behälter [49] und das erheblich dünnwandigere UFC-II-Konzept [132] gibt es Abschätzungen, die unter spezifischen Annahmen zur Korrosionsentwicklung eine Behälterlebensdauer von mehr als 1 Million Jahren erwarten lassen. Zu keinem anderen der betrachteten Behälterkonzepte gibt es Aussagen zu vergleichbaren Zeitskalen.

Die Handhabbarkeit im Betrieb ist wirtsgesteinsübergreifend für alle Endlager- und Behälterkonzepte gefordert. Jedes der hier betrachteten Behälterkonzepte ist somit nach Maßgabe des jeweiligen spezifischen Endlagerkonzeptes – gegebenenfalls unter Verwendung geeigneter Spezialfahrzeuge oder Transfer- und Abschirmbehälter – auf eine sichere und zuverlässige Handhabbarkeit ausgelegt.

Die Rückholbarkeit (siehe Abschnitt 5.8) setzt eine Freilegung der Gebinde aus möglicherweise bereits verschlossenen Einlagerungsbereichen voraus, und damit eine Entfernung des die Gebinde umgebenden Buffers und/oder Verfüllmaterials. Es kann angenommen werden, dass dies mit geeigneten technischen Hilfsmitteln für alle Behälterkonzepte realisierbar ist. Die Freilegung versetzter KBS-3-Behälter wurde mit inaktiven Behälterdummies demonstriert [133], ebenso das Wiederherausholen von Brennstabkorkillen BSK-3 aus verrohrten aber unverfüllten Bohrlöchern (siehe Abschnitt 4.6). Konzepte für eine Rückholung von POLLUX®-Behältern aus verfüllten Einlagerungsbereichen im Steinsalz wurden in Deutschland im Rahmen von FuE-Vorhaben erstellt [29, 81]. Eine mögliche Rückholung der Gebinde ist auch in Finnland und Kanada (Kristallin), Frankreich und der Schweiz (Ton) vorgesehen. Für den tschechischen UOS, eine Adaptation des schwedisch-finnischen KBS-3H-Alternativsystems, wird dementsprechend die Rückholbarkeit

ebenfalls angenommen. Ausgenommen hiervon ist aus oben genannten Gründen auch hier wieder das kanadische UFC-II-Konzept.

Die Anforderung an eine Bergbarkeit der Abfallgebinde (siehe hierzu auch Abschnitt 5.9) wird in keinem anderen der betrachteten Endlagerprogramme gestellt. Der Nachweis muss über den Nachweis des sicheren Einschlusses, der mechanischen Stabilität und der eindeutigen Identifizierbarkeit bis zu 500 Jahre nach Verschluss des Endlagers [4] erfolgen.

Der sichere Einschluss bis zum Zeitpunkt einer möglichen Bergung ist unter Berücksichtigung der chemischen und biologischen Einwirkungen über die Lebensdauer der verschiedenen Behälterkonzepte (siehe Tabelle 6-4) abzuschätzen. Sämtliche betrachteten Behälterkonzepte für Kristallin- oder Tongestein haben eine Auslegungsdauer von teilweise deutlich mehr als 500 Jahren bei vergleichbarem chemischem Milieu (vergleiche Tabelle 7 im Bericht zum Arbeitspaket 4 [8]). Für die Brennstabkockille BSK-3 bzw. die sie umgebende Bohrlochverrohrung liegt keine Aussage zur Auslegungslebensdauer vor, auch für den POLLUX®-Behälter existiert lediglich eine „Arbeitshypothese“ über eine Standzeit von 500 Jahren unter aggressivsten Bedingungen [67]. Aus der Wandstärke des verschweißten Innenbehälters kann in Analogie zum Nagra-Referenzbehälter eine weit höhere Lebensdauer als plausibel angenommen werden. Zu prüfen sind aber insbesondere auch die Bauteilverbindungen des Behälters wie Schrauben und Dichtungen sowie Schweißnähte. Über eine Übertragung von Behälterlebensdauern im Bereich einiger Jahrtausende im Tonstein auf Steinsalz kann keine allgemeine Aussage getroffen werden; während in trockenen Steinsalzformationen keine Korrosion anzunehmen ist, wäre bei einem Zutritt wässriger Lösungen an die Gebinde ein wesentlich aggressiveres geochemisches Milieu anzunehmen.

Die mechanische Stabilität der Gebinde kann anhand der zugrunde gelegten statischen mechanischen Einwirkungen (siehe Tabelle 6-2) abgeschätzt werden. Die entsprechenden Auslegungsgrößen für die mechanische Stabilität als anzunehmende abdeckende Belastungen betragen 45 MPa beim KBS-3-Behälter [131] wie auch beim UFC-II-Konzept [44]. Aufgrund der größeren Wandstärke und des vergleichbaren Materials sowohl des UOS [54] als auch des POLLUX® [67] erscheint dies durch diese Konzepte ebenfalls als abgedeckt. Für den belgischen Supercontainer ist eine mechanische Stabilität von 10 MPa [134] bzw. 13 MPa [110] anzunehmen, während der Andra-Behälter für Kokillen in der verrohrten Einlagerungsstrecke keine Last abträgt und auf 12 MPa ausgelegt ist [31]. Für die BSK-3 liegen keine Informationen vor, allerdings kann auch hier der Lastabtrag durch die Verrohrung erfolgen. Unterstellt man, dass eine Vergletscherung vor einer möglichen Bergung ausgeschlossen ist, so erscheint einzig der belgische Supercontainer als nicht ausreichend stabil.

Die eindeutige Identifizierbarkeit der Gebinde ist unter den hier betrachteten Behälterkonzepten im KBS-3-Konzept, im Nagra-Referenzkonzept und im Andra-Konzept explizit gefordert und technisch berücksichtigt [32, 16, 135]. Aus Analogiebetrachtungen erscheint eine technische Lösung für das kanadische UFC-II-Konzept, den tschechischen UOS, die BSK-3 und den POLLUX®-Behälter als grundsätzlich möglich, wenngleich für die beiden erstgenannten Konzepte angenommen wird, dass eine Identifizierung nur ohne den sie umgebenden Bentonit-Supercontainer realisierbar ist. Eine Übertragung der betrachteten technischen Lösungen auf den belgischen Supercontainer erscheint aufgrund des Zustandes der Betonhülle zum Zeitpunkt einer möglichen Bergung fraglich; wie auch beim UFC-II und

bei der BSK-3 stellte sich daher die Frage nach der Bergbarkeit eines unabgeschirmten Gebindes.

Insgesamt erscheint die Gewährleistung einer möglichen Bergung anhand der drei geforderten Anforderungen an sicheren Einschluss, mechanische Stabilität und Identifizierbarkeit daher für den KBS-3-Behälter, den UOS, das Andra-Konzept, den Nagra-Referenzbehälter und den POLLUX® als zumindest möglich. Für einen anzupassenden UFC-II und den belgischen Supercontainer ist eine Erfüllung dieser Anforderungen fraglich oder sogar unwahrscheinlich. Für die bis zur Entwurfsplanung entwickelte BSK-3 liegen diesbezüglich keine ausreichenden Informationen vor.

6.1.4.2 Charakterisierung der zu erwartenden Einwirkungen

Für die drei potenziellen Wirtsgesteine gibt es zum derzeitigen Stand des Standortauswahlverfahrens in Deutschland für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle noch keine Aussagen zu den zu erwartenden Einwirkungen. Daher werden wesentliche Einwirkungen und Randbedingungen aus den folgenden Endlagerprogrammen – das schwedisch-finnische KBS-3-Konzept für kristalline Gesteine, das schweizerische Konzept für Tonstein und die Erkenntnisse der VSG für Steinsalz – kombiniert, um die Bedingungen in einem möglichen Endlagersystem abzuschätzen. Im Einzelnen werden die mechanischen Lasten (siehe Tabelle 6-2) aus einem für das jeweilige Wirtsgestein typischen Endlagerkonzept direkt übertragen, wobei der Auflagedruck einer möglichen zukünftigen Vergletscherung in jedem Fall aus der VSG entliehen wird. Gleichmaßen wird die Temperatur des umliegenden Wirtsgesteins (siehe Tabelle 6-3) aus den jeweiligen Konzepten angenommen. Weitere Einschätzungen zum chemisch-biologischen Milieu basieren auf der Argumentation im Abschnitt 6.1.2. Weiterhin wird vereinfachend angenommen, dass mit dem Behälterkonzept auch das dazugehörige Einlagerungskonzept verknüpft ist (also z. B. Einlagerung der KBS-3-Behälter in vertikalen Kurzbohrlöchern, Einlagerung der französischen Kategorie-C-Behälter in horizontalen verrohrten Bohrungen und der POLLUX®-Behälter in horizontalen Strecken; siehe dazu Abschnitt 3.2).

Damit werden gemäß dem schwedischen Beispiel für kristalline Wirtsgesteine in 500 m Teufe eine mechanische Last von ≤ 35 MPa (5 MPa hydrostatisch, ≤ 15 MPa Schwelldruck und ≤ 15 MPa Gletscherdruck), eine Wirtsgesteinstemperatur von 10 °C bis 12 °C (88 K bis 90 K unter Grenztemperatur) und ein schwach salinares chemisch-biologisches Milieu (siehe dazu Tabelle 7 im Bericht zum Arbeitspaket 4 [8]) angenommen.

In Tonstein ergeben sich mindestens $\leq 38,5$ MPa statische Last in 450 m Teufe (15 MPa lithostatisch, 4,5 MPa hydrostatisch, ≤ 4 MPa Schwelldruck, ≤ 15 MPa Gletscherdruck) und bis zu $\leq 49,5$ MPa in 850 m Teufe (22 MPa lithostatisch, 8,5 MPa hydrostatisch, Schwelldruck und Gletscherdruck wie oben) bei Temperaturen von bis zu ca. 45 °C in 850 m Teufe (in Frankreich 23 °C in ca. 500 m Teufe [31] bzw. in der Schweiz 38 °C in 650 m Teufe [39]). Dies entspricht einem weiten Bereich von 55 K bis 77 K unter der vorläufigen Grenztemperatur. Das chemisch-biologische Milieu kann im Behälternahefeld hinsichtlich vorkommender Ionen und Salinität aufgrund der in Endlagerkonzepten im Kristallingestein verwendeten tonbasierten Buffer als vergleichbar zu kristallinen Systemen angenommen werden (siehe Tabelle 7 im Bericht zum Arbeitspaket 4 [8]).

Im Steinsalz ergeben sich nach VSG in 840 m Teufe statische mechanische Lasten von $\leq 33,8$ MPa (18,8 MPa lithostatisch und ≤ 15 MPa Gletscherdruck) bei Temperaturen von

38 °C (62 K unter Grenztemperatur) und einem trockenen bzw. bei einem potenziellen Eindringen von Lauge nach 50.000 Jahren am Ende der angenommenen Wirksamkeit von Schachtverschlüssen durch glazigene Einflüsse ein hochsalinares Milieu.

Diese Annahmen, insbesondere zu Temperaturen und chemische-biologischem Milieu, sind streng nur auf die jeweiligen Standorte zu beziehen (Forsmark in Schweden, Bure in Frankreich, Benken in der Schweiz und Gorleben in Deutschland). Für eine realitätsnahe generische Beschreibung wären weitere Erkundungsarbeiten in allen drei potenziellen Wirtsgesteinen in Deutschland notwendig.

6.1.4.3 Betrachtungen zur Übertragbarkeit der Behälterkonzepte für kristalline Wirtsgesteine

In kristallinen Wirtsgesteinen muss aufgrund ihrer hohen Wasserdurchlässigkeit grundsätzlich zwischen einer *Wirtsgesteinsinformation mit einem ausweisbaren ewG* und einer *Wirtsgesteinsinformation ohne ausweisbaren ewG* unterschieden werden. Für die Anforderung nach sicherem Einschluss sei daher auf die Fallunterscheidung in der wirtsgesteinsübergreifenden Diskussion in Abschnitt 6.1.4.1 verwiesen. Für den Kritikalitätsausschluss, die Handhabbarkeit, Rückholbarkeit und Bergbarkeit gelten ebenfalls die dortigen Annahmen.

Die Erfüllung der thermischen Anforderungen kann durch die für direkt vergleichbare thermische Randbedingungen entwickelten Behälterkonzepte KBS-3 und UOS als wahrscheinlich angesehen werden, ebenso für das Andra-Konzept (gleiche Grenztemperatur bei höherer Umgebungstemperatur). Für das Nagra-Referenzkonzept (Temperaturerhöhung durch die Gebinde ≤ 122 K bei einer verfügbaren Temperaturspanne von 88...90 K) wie auch für die auf eine seinerzeit zulässige Grenztemperatur von 200 °C (Temperaturerhöhung in der VSG damit 162 K) hin entwickelten Konzepte POLLUX® und BSK-3 dürfte die Erfüllung der thermischen Anforderungen mit der Einhaltung einer Grenztemperatur von 100 °C bei Beladevarianten mit hohen Wärmeleistungen nicht erreichbar sein. Für das UFC-II-Konzept sind aufgrund der erforderlich werdenden umfassenden inventarspezifischen Designanpassungen keine Aussagen möglich.

Aus dem gleichen Grund kann die Erfüllung der radiologischen Anforderungen (zum Schutz der Barrieren) für das UFC-II-Konzept nicht realistisch eingeschätzt werden. Der in kristallinen Wirtsgesteinen (mit tonbasiertem Buffer) anzunehmende Grenzwert von 1 Gy/h wird von den Konzepten KBS-3, UOS, POLLUX® und dem Nagra-Referenzkonzept hingegen erfüllt. Das Andra-Konzept und der belgische Supercontainer überschreiten diesen Grenzwert bei entsprechender Maximalbeladung; andere Beladevarianten oder höhere Abklingzeiten könnten hier betrachtet werden. Die BSK-3 hingegen erfüllt die radiologischen Anforderungen aufgrund ihrer geringen Abschirmwirkung voraussichtlich nicht.

6.1.4.4 Betrachtungen zur Übertragbarkeit der Behälterkonzepte für das Wirtsgestein Tonstein

Im Wirtsgestein Tonstein gelten hinsichtlich des sicheren Einschlusses die Überlegungen für Wirtsgesteine mit ausweisbarem ewG. Darüber gelten hier auch die wirtsgesteinsübergreifenden Überlegungen hinsichtlich Kritikalitätsausschluss, Handhabbarkeit, Rückholbarkeit und Bergbarkeit.

Eine Erfüllung der thermischen Anforderungen ist für flachere Tonformationen auslegungsgemäß durch den belgischen Supercontainer (Temperaturerhöhung durch die Gebinde ≤ 84 K, allerdings in *sehr flachen Formationen* bei ca. 240 m Teufe gegenüber einer Mindestteufe des ewG von 300 m nach § 23 Abs. 5 Nr. 3 StandAG [1]) und das Andra-Konzept (Temperaturerhöhung ≤ 77 K) zu erwarten. In tieferen als den zugrunde gelegten Tonformationen (die verfügbare Temperaturmarge sinkt nach den in Abschnitt 6.1.4.2 getroffenen Annahmen für die Randbedingungen bis 850 m Teufe auf ≤ 55 K) ist dies jedoch infrage zu stellen. Bei keinem der übrigen Behälterkonzepte – KBS-3 und UOS (≤ 88 K), Nagra-Referenzkonzept (≤ 122 K) sowie POLLUX® und BSK-3 (≤ 162 K) – kann eine Erfüllung der gestellten thermischen Anforderungen ohne entsprechende Anpassungen erwartet werden. Zum UFC-II kann keine Aussage gemacht werden.

Bezüglich der Erfüllung der radiologischen Anforderungen bei einer Zugrundelegung eines Grenzwertes von 1 Gy/h gelten die bereits für kristalline Wirtsgesteine angestellten Betrachtungen (siehe Abschnitt 6.1.4.3).

6.1.4.5 Betrachtungen zur Übertragbarkeit der Behälterkonzepte für das Wirtsgestein Steinsalz

Wie auch im Wirtsgestein Tonstein gelten hinsichtlich einer Erfüllung der Anforderung nach einem sicheren Einschluss die Betrachtungen für *Wirtsgesteine mit ausweisbarem ewG*.

Ebenso finden die oben geführten wirtsgesteinsübergreifenden Überlegungen zur Erfüllung der Anforderungen nach Kritikalitätsausschluss, Handhabbarkeit, Rückholbarkeit und Bergbarkeit hier Anwendung.

Die Betrachtung der Erfüllung der thermischen Anforderungen durch die verschiedenen Behälterkonzepte erfolgt aufgrund der hier angenommenen ungestörten Wirtsgesteinstemperatur von 38 °C in großen Teufen von 840 m. Mit einer zulässigen Temperaturerhöhung durch die Gebinde von 62 K erfüllt keines der betrachteten Behälterkonzepte unmittelbar die Anforderung nach einer maximalen Grenztemperatur von 100 °C. Eine Verringerung der Beladung, längere Abklingzeiten und eine Veränderung des Endlagerkonzeptes (z. B. größere Abstände zwischen den Gebinden) könnten mindestens beim Andra-Konzept (Temperaturerhöhung durch die Gebinde ≤ 77 K), dem belgischen Supercontainer (≤ 84 K) und den Konzepten KBS-3 und UOS (≤ 90 K) in Betracht kommen. Dieses Beispiel illustriert die enge Verzahnung zwischen Behälterkonzept und Endlagerauslegung.

Zur Erfüllung der radiologischen Anforderungen (zum Schutze der geologischen Barriere) ist keine direkte Aussage möglich, da es für das Wirtsgestein Steinsalz keinen validierten Grenzwert gibt (siehe Abschnitt 5.6.2). Allerdings kann Steinsalz allgemein als widerstandsfähiger gegen ionisierende Strahlung und Neutronen angesehen werden als Tonminerale. Eine Erfüllung der radiologischen Anforderungen an die Gebinde im Hinblick auf die geologische Barriere erscheint daher bei den Konzepten KBS-3, UOS und beim Nagra-Referenzkonzept als plausibel. Eine Erfüllung durch den für Handhabung und Transport ausreichend abgeschirmten POLLUX® ist ebenfalls zu erwarten. Für das Andra-Konzept (Ortsdosisleistung ODL ≤ 30 Gy/h [111]) und den belgischen Supercontainer (ODL < 25 Gy/h [110]) liegt die Ortsdosisleistung etwa eine Größenordnung, für die BSK-3 (ODL ≤ 100 Gy/h [98]) zwei Größenordnungen höher. Die Erfüllung der radiologischen Anforderungen im Hinblick auf die geologische Barriere wäre hier unter Zugrundelegung des im Abschnitt 5.6.2

genannten Richtwertes von 10.000 Gy/h zwar ebenfalls gegeben, jedoch ist darauf hinzuweisen, dass ein validierter Grenzwert für Steinsalz derzeit nicht verfügbar ist und durch entsprechende Untersuchungen erst noch generiert werden müsste.

6.1.4.6 Übertragbarkeitsbetrachtungen für Transport- und Lagerbehälter (TLB)

Die Untersuchung einer möglichen Erfüllung der an Endlagerbehälter zu stellenden Anforderungen durch die vorhandenen Transport- und Lagerbehälter (TLB) ist insofern schwierig, als die TLB einerseits nicht für eine mögliche Endlagerung entwickelt worden sind und damit auch nicht primär auf die Erfüllung diesbezüglicher Anforderungen. Andererseits handelt es sich bei der Gruppe der TLB um eine große Anzahl verschiedener Behältervarianten mit teilweise sehr unterschiedlichen Konstruktionsmerkmalen und Inventaren (Aktivitätsinventare und Wärmeleistungen).

Allgemein dürften die TLB aufgrund ihrer spezifischen Auslegung für Transport- und Zwischenlagerung einschließlich aller damit im Zusammenhang stehenden Handhabungsvorgänge die Anforderungen an Handhabbarkeit und die radiologischen Anforderungen (zum Schutze der Barrieren) erfüllen. Auch die Gewährleistung des Kritikalitätsausschlusses ist für die Verwendungsbereiche Transport und Zwischenlagerung nachgewiesen und somit für die Endlagerung erwartbar. Allerdings gilt dies nicht notwendigerweise für die Endlagerung hochangereicherter Brennelemente aus Forschungsreaktoren (z. B. FRM-II) [29].

Ein Nachweis zum sicheren Einschluss für *Wirtsgesteine mit ausweisbarem ewG* ist bislang nicht geführt worden. Fehlende Informationen zum Langzeit- und Korrosionsverhalten der Materialien und Dichtsysteme der bislang nicht verschweißten Deckel erfordern erheblichen Forschungs- und Prüfaufwand bzw. erhebliche technische Modifikationen. Der Nachweis eines sicheren Einschlusses in *Wirtsgesteinen ohne nachgewiesenen ewG* mit Behälterstandzeiten von 1 Million Jahren erscheint als nicht realisierbar. Bereits die Ermöglichung einer Bergung bis zu 500 Jahre nach dem Verschluss des Endlagers ist mit erheblichem Nachweisaufwand verbunden. Während die Möglichkeit einer Einlagerung durch Plausibilitätsbetrachtungen für technisch realisierbare Einlagerungstechnologie für die schwersten vorhandenen TLB als wahrscheinlich erscheint, ist die Anforderung nach Rückholbarkeit ohne ein Rückholungskonzept für die auf verlorenen Schlitten eingelagerten sehr schweren beladenen Behälter mit Massen bis über 160 Mg ohne entsprechende Nachweise nicht bewertbar. Eine Erfüllung der thermischen Anforderungen durch TLB mit der maximalen zulässigen Wärmeleistung der größten vorhandenen TLB erscheint ausgeschlossen. Eine konkrete Bewertung kann jedoch nur unter Berücksichtigung der zum voraussichtlichen Einlagerungszeitpunkt tatsächlich vorliegenden Zerfallswärmeleistung aller beladenen TLB unter Berücksichtigung der großen Vielfalt an Behältertypen, Inventaren und Abklingzeiten erfolgen, wobei zu erwarten ist, dass eine erhebliche Behälterzahl, wenn auch bei weitem nicht alle, die thermischen Anforderungen erfüllen würde.

6.1.5 Forschungsbedarf

Die Abschätzung der zu erwartenden Einwirkungen auf die Endlagerbehälter in den jeweiligen Endlagerkonzepten und Wirtsgesteinen hat deutlich gemacht, dass es noch erheblichen Forschungsbedarf zur Charakterisierung möglicher Wirtsgesteinsinformationen und damit zur Bestimmung der Einwirkungen auf die Endlagerbehälter gibt. Die Erweiterung des diesbezüglichen Kenntnisstandes kann daher für alle drei potenziellen Wirtsgesteine

beispielsweise durch Untersuchungen in Forschungsbergwerken sowie durch fortlaufende Erkundungsarbeiten im Rahmen des Standortauswahlverfahrens erreicht werden.

Weiterhin ist bei der Betrachtung der verschiedenen Behälterkonzepte deutlich geworden, dass, von wenigen wirtsgesteins- oder sogar standortspezifischen Ausnahmen abgesehen, bislang überwiegend generische Behälterkonzepte entwickelt wurden. Quantitative Aussagen lassen sich daher oft nur sehr eingeschränkt machen, und auch qualitative Aussagen basieren vielfach auf Hypothesen und argumentativen Erwägungen.

Für die vorhandenen Transport- und Lagerbehälter (TLB) ergibt sich vor allem aus einer über deren ursprüngliche Auslegung hinausgehenden potenziellen Nutzung als Endlagerbehälter ein erheblicher Bedarf an zu erbringenden Nachweisen für die Erfüllung der an Endlagergebäude gestellten Anforderungen. Im Mittelpunkt steht hier der Nachweis der Langzeitbeständigkeit unter Berücksichtigung der endlagerspezifischen Anforderungen und Einwirkungen für eine erheblich auszuweitende Nutzungsdauer.

Unter den von den Endlagergebäuden zu erfüllenden Anforderungen ist diejenige nach Bergbarkeit ausschließlich in Deutschland vorgegeben. Für sämtliche betrachteten Behälterkonzepte wären daher die an eine spätere Bergbarkeit gestellten Anforderungen, d.h. ausreichende mechanische Integrität, Handhabbarkeit und Identifizierbarkeit, noch explizit nachzuweisen.

6.2 Methodik zur Erstellung generischer neuer Behälterkonzepte

Unter Anwendung des im Vorhaben entwickelten Top-Down-Ansatzes (siehe Abbildung 2-1) wird nachfolgend eine Methodik zur Entwicklung generischer, anforderungsgerechter Behälterkonzepte entwickelt (Abschnitt 6.2.1) und exemplarisch angewendet. Im Ergebnis werden erste generische Behälterskizzen für die drei potenziellen Wirtsgesteine entwickelt (Abschnitt 6.2.2), an deren Beispiel die Methodik und der mögliche Entwurfsraum für generische Behälterkonzepte diskutiert werden. Mit der gewählten Methodik wird erreicht, dass die hergeleiteten Behälterkonzepte mit ihren spezifischen Funktionen den zuvor formulierten Anforderungen unter Berücksichtigung der Einwirkungen (siehe Kapitel 5) genügen.

6.2.1 Darstellung der Methodik

Für die Herleitung generischer, anforderungsgerechter Behälterkonzepte wurde die in Abbildung 6-2 dargestellte Lösungsmatrix entwickelt. Dabei werden die benötigten Behälterfunktionen in Teilfunktionen aufgeteilt, die jeweils den generischen Komponenten eines Endlagerbehälters zugeordnet werden können. Für alle Teilfunktionen können für die jeweils benötigte Behälterkomponente technische bzw. physikalische Lösungsprinzipien zusammengestellt werden, die eine Erfüllung der Teilfunktionen durch die Behälterkomponenten ermöglichen. Die für den Behälter abhängig vom Endlagerkonzept zu erwartenden Einwirkungen dienen der Auswahl und Quantifizierung der Teilfunktionen der jeweiligen Behälterkomponenten. Durch die Erfüllung aller Teilfunktionen durch die Behälterkomponenten unter Berücksichtigung der möglichen Einwirkungen kann schließlich ein generisches Behälterkonzept (Summe der Behälterkomponenten) erstellt werden, dessen Behälterfunktionen in der Summe aller Teilfunktionen die Behälteranforderungen vollständig erfüllt.

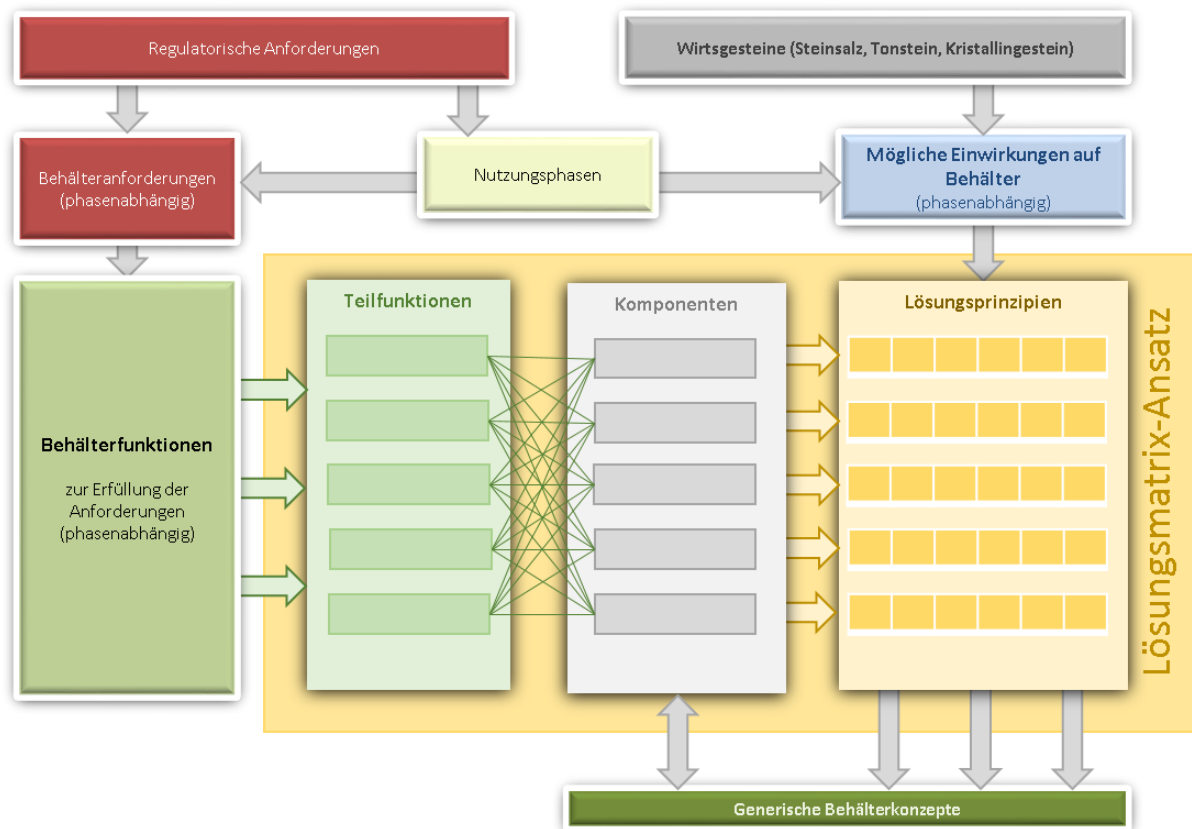


Abbildung 6-2: Lösungsmatrix zur Entwicklung generischer Behälterkonzepte [8].

Als einfaches Beispiel kann ein generisches Endlagergebäude aus den Komponenten *Deckel*, *Behälterwand einschließlich Boden* (beides zusammen *Behälterkörper*), *Inventar* und möglichen *technischen Hilfsmitteln* bestehen. Die den grundlegenden Anforderungen – sicherer Einschluss der radioaktiven Abfälle, Abschirmung ionisierender Strahlung, Kritikalitätsausschluss, Temperaturbegrenzung, Begrenzung von Korrosion und Gasproduktion und Handhabbarkeit – zuzuordnenden Behälterfunktionen können funktionell oder komponentenspezifisch in Teilfunktionen zerlegt werden, für die technische Lösungsansätze in einer Lösungsmatrix zusammengetragen werden können. Im Abschnitt 5.4 des Berichtes zum Arbeitspaket 4 des Vorhabens wurde eine derartige Lösungsmatrix zur Veranschaulichung exemplarisch ausgearbeitet (siehe Tabelle 22 in [8]).

6.2.2 Beispiele für generische Behälterkonzepte

Auf Grundlage der in Abbildung 6-2 dargestellten Methodik können generische Behälterkonzepte durch die Verknüpfung von Lösungsansätzen für die jeweiligen Teilfunktionen für die drei potenziellen in Deutschland betrachteten Wirtsgesteine entwickelt werden.

6.2.2.1 Wirtsgesteinsübergreifende Annahmen

Es ist aus der Anzahl der für die Gesamtheit der Teilfunktionen und Behälterkomponenten möglichen technisch-wissenschaftlichen Lösungsprinzipien ersichtlich, dass bereits die Anwendung einer vergleichsweise wenig detaillierten exemplarischen Lösungsmatrix durch die Kombination der Lösungsprinzipien für die dargestellten Teilfunktionen eine Vielzahl

möglicher Behältervarianten erlaubt. Daher werden für die exemplarischen Analysen im Rahmen dieses Vorhabens wirtsgesteinsübergreifend einige einschränkende Grundannahmen getroffen:

- Generell wird von metallischen Behälterkonzepten ausgegangen. Die Herstellung metallischer Behälter ist in allen betrachteten Ländern erprobter Stand der Technik. Keramische, teileramische oder Behälter aus Verbundwerkstoffen werden an dieser Stelle nicht betrachtet, da hierzu keine ausreichende Datenlage verfügbar ist und insbesondere wegen ihrer Schwächen hinsichtlich spröden Materialverhaltens und bei der Fertigung und Fügetechnik großer technischer Komponenten wie Endlagerbehältern.
- Die Behälterkonzepte stellen allesamt zylindrische Behälter dar, deren Deckel verschweißt werden sollen, um den sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle zu gewährleisten. Auch dies entspricht dem international gängigen Typus für Endlagerbehälter.
- Alle Behälterkonzepte sollen robust und für Transport und Handhabung während der Einlagerungs-, Rückholbarkeits- und Bergbarkeitsphase ausreichend selbstabschirmend sein.
- Aussagen zum Inventar werden nicht getroffen. Damit bleibt an dieser Stelle offen, ob ein einziger universeller Behältertyp entwickelt wird, der je nach Inneneinbauten eine Aufnahme aller Abfallformen (Brennstäbe oder Brennelemente aus Leistungsreaktoren, Abfälle aus der Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Leistungsreaktoren, Brennelemente bzw. Brennstäbe aus Versuchs- und Prototyp-Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren) gestattet, oder ob verschiedene Behältertypen unterschiedlicher Konzepte für jeweils spezifische endzulagernde Abfallformen entwickelt werden.
- Ggf. erforderliche Handhabungshilfen (z. B. Tragzapfen, Tragpilze, Tragringe, Hinterschneidungen) werden an dieser Stelle nicht diskutiert.

Um den Umfang des trotz dieser Beschränkungen noch immer möglichen Entwurfsraums für verschiedene generische Behälterkonzepte zu verdeutlichen, werden für ein Behälterkonzept jeweils vier verschiedene Beispiel-Varianten mit 2 x 2 verschiedenen Lösungsprinzipien dargestellt: Für eine Ausführung mit bzw. ohne eingebaute Moderatormaterialien zur effektiveren Abschirmung der vom Inventar ausgehenden Neutronenstrahlung, in den Schemata symbolisiert durch in den Behältermantel eingebrachte Moderatorstäbe, sowie mit einem (inneren) Behälterkörper wahlweise aus Gusseisen oder Gussstahl. Diese beiden Materialvarianten wurden gewählt, da einerseits in Deutschland die Verarbeitung von Gusseisen und Gussstahl auf einem hohen Qualitätsniveau erprobter Stand der Technik ist und andererseits das Gießen des Behälters gegenüber z. B. dem Schmieden eines Großbehälters Vorteile in der Fertigung bietet.

6.2.2.2 Wirtsgesteinstypen

Grundsätzlich kann man die drei Wirtsgesteine Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein zusätzlich nach Wirtsgesteinen mit und ohne ewG unterscheiden (siehe Abschnitt 5.5), wobei letztere entsprechend den Vorgaben für das Standortauswahlverfahren nur bei kristallinen Gesteinen zu betrachten sind [1, 4]. Im Wirtsgestein Steinsalz wiederum kann man neben

der Annahme eines weitgehend trockenen Wirtsgesteines (geringer Wasseranteil im Steinsalz gebunden, *keine freien Lösungen*) auch das Vorhandensein bzw. Auftreten wässriger Lösungen im Behälternahfeld (z. B. durch Laugenabscheidungen) betrachten. Insgesamt resultieren somit fünf mögliche charakteristische Wirtsgesteinstypen, für die die grundlegenden Anforderungen und Behälterfunktionen sowie die zugeordneten Zeitskalen analog zu Tabelle 5-2 generisch zugrunde gelegt werden können. Eine Aufschlüsselung der für die Erstellung der generischen Behälterkonzepte getroffenen Annahmen zu den Wirkzeiträumen der grundlegenden Behälterfunktionen ist in Tabelle 6-5 zusammengestellt. Aus dieser Zusammenstellung geht hervor, dass es zwischen *kristallinen Wirtsgesteinen mit ewG*, *Tonstein* und *Steinsalz mit möglichem Auftreten freier Lösungen* funktionelle Gemeinsamkeiten gibt, die sich in der Entwicklung der Behälterkonzepte widerspiegeln. Dabei ist jedoch zu beachten, dass es sich hier nur um generische Konzepte handelt und die in diesen Wirtsgesteinen auftretenden Einwirkungen letztlich quantitativ sehr unterschiedlich ausfallen können.

Behälter- anforderungen bzw. Behälterfunktionen	Kristallingestein		Tonstein	Steinsalz
	ohne ewG	mit ewG		
	mit Anwesenheit freier Lösungen			ohne Anwesenheit freier Lösungen
sicherer Einschluss	über den gesamten Nachweis- zeitraum zu gewährleisten	über einen konzeptabhängig begrenzten Zeitraum zu gewährleisten (Behälterlebensdauer); mindestens bis 500 Jahre nach dem Verschluss des Endlagers (Bergbarkeit)		
Abschirmung	ausreichend für Transport und Handhabung			
	durch den Behälter bis 500 Jahre nach dem Verschluss des Endlagers zu gewährleisten (Bergbarkeit)			
Kritikalitäts- ausschluss	durch die Gebinde über die konzeptabhängige Behälterlebensdauer zu gewährleisten			
Temperatur- begrenzung				
Begrenzung von Korrosion und Gasproduktion	Begrenzung von Korrosion			Korrosion vernachlässigbar
	Begrenzung chemischer, thermischer und radiolytischer Gasproduktion			Begrenzung thermischer und radiolytischer Gasproduktion
Handhabbarkeit	durch den Behälter bis 500 Jahre nach dem Verschluss des Endlagers zu gewährleisten (Bergbarkeit)			

Tabelle 6-5: Vereinfachte Betrachtung möglicher Wirtsgesteinstypen in Verbindung mit der Charakterisierung der Behälterfunktionen für die Erstellung generischer Behälterkonzepte

6.2.2.3 Generische Behälterkonzepte für kristalline Wirtsgesteine

Im Kristallingestein ist an metallischen Komponenten infolge des chemisch-biologischen Milieus in Verbindung mit freiem Wasser grundsätzlich Korrosion zu unterstellen. Daher ist es notwendig, das Gebinde mit einem für die Erfüllung der gestellten Anforderungen – insbesondere sicherer Einschluss, Handhabbarkeit, Rückholbarkeit und Bergbarkeit – ausreichenden Korrosionsschutz zu versehen. Mit der wirtsgesteinsübergreifenden Annahme der Gestaltung eines robusten Metallbehälters, der für Handhabung und Transport bis hin zu einer möglichen späteren Bergung ausreichend abgeschirmt ist, werden daher für die zwei hier betrachteten Wirtsgesteinstypen dickwandige Doppelhüllenbehälter skizziert.

Für *kristalline Wirtsgesteine ohne ewG* wird, analog zum KBS-3-Konzept, ein Behälter aus einer inneren Hülle, die die mechanische Stabilität gewährleistet, und einer korrosionsbeständigen äußeren Hülle skizziert (siehe Tabelle 6-6, obere Reihe). Für den Innenbehälter sind aus dem Gedanken einer einfachen Fertigung heraus Gusseisen oder

Gussstahl möglich. Die äußere Hülle könnte beispielsweise aus Kupfer oder Titan bestehen. Wichtig sind u. a. die Schweißbarkeit zur Herstellung der dichten Umschließung sowie eine mechanische (Kriechen, thermische Ausdehnung) und chemische (galvanische Zelle) Verträglichkeit der Materialien. Der sichere Einschluss soll über den für eine Behälterlebensdauer von (konzeptabhängig bis zu) 1 Million Jahren ausgelegten, dicht verschweißten Behälter gewährleistet werden. Die Abschirmung der ionisierenden Strahlung und die Moderation der Neutronen erfolgt in diesem Konzept durch den dickwandigen Metallbehälter selbst, möglicherweise in Kombination mit Moderatorelementen innerhalb der Korrosionsschutzschicht (siehe Tabelle 6-6, obere Reihe). Kritikalitätsausschluss und Temperaturbegrenzung erfolgen durch eine entsprechende Festlegung der Beladung und durch die Einhaltung zulässiger Maximalwerte für spaltbare Isotope und Wärmeleistung im Inventar. Die Begrenzung der Korrosion ist mit der Korrosionsschutzhülle zur Gewährleistung des sicheren Einschlusses abgedeckt. Zur Begrenzung der Gasproduktion im Inneren der Gebinde kann z. B. eine Minimierung bzw. Vermeidung organischer Komponenten dienen. Die Handhabbarkeit wird in Verbindung mit der konstruktiven Auslegung der Behälter zum sicheren Einschluss, der ausreichenden Abschirmung und mittels geeigneter Anschlagenelemente bzw. zusätzlicher Handhabungshilfen abgedeckt.

Für *kristalline Wirtsgesteine mit ewG* ist ein sicherer Einschluss durch den Endlagerbehälter über eine endlagerkonzeptabhängig zu bestimmende Lebensdauer (mindestens bis zum Ende des Bergbarkeitszeitraumes) zu gewährleisten. Die dickwandige äußere Korrosionsbarriere kann daher reduziert werden. Denkbar wäre eine äußere Stahl- oder Edelstahlhülle, gegebenenfalls mit einer korrosionsresistenten Beschichtung, die die Unversehrtheit der äußeren Hülle oder äußerer Handhabungshilfen für eine mögliche spätere Bergung gewährleistet (siehe Tabelle 6-6, 2. Reihe von oben). Wesentlich ist auch hier wieder die Schweißbarkeit zur Herstellung der dichten Umschließung mindestens der äußeren Hülle und eine hier angenommene, für Transport und Handhabung ausreichende Abschirmwirkung des Behälterkörpers. Insgesamt wird bei einem solchen Behälterkonzept der sichere Einschluss über die konzeptabhängige Lebensdauer durch den dicht verschweißten Behälter gewährleistet, die ausreichende Abschirmung durch den dickwandigen Behälterkörper (und gegebenenfalls durch zusätzliche Moderatorelemente), der Kritikalitätsausschluss und die Begrenzung der Temperaturen durch eine Kontrolle und Begrenzung des Inventars und die Handhabbarkeit durch die Erfüllung der vorgenannten Anforderungen und entsprechende Handhabungshilfen. Die Begrenzung von Korrosion und Gasbildung ist auch hier wieder durch die implementierten Lösungsansätze zur Gewährleistung des sicheren Einschlusses mit abgedeckt. Zusätzlich empfiehlt sich eine Minimierung bzw. Vermeidung organischer Komponenten.

6.2.2.4 Generische Behälterkonzepte für das Wirtsgestein Tonstein

Für das *Wirtsgestein Tonstein* können die Behälterskizzen für kristalline Wirtsgesteine mit ewG im Wesentlichen übernommen werden. Es ist lediglich bei der Begrenzung der Temperaturen zu berücksichtigen, dass sich z. B. Temperaturen und Wärmeleitfähigkeiten zwischen Kristallin- und Tongestein stark unterscheiden können. Für die hier vorgestellten generischen Behälterkonzepte ist dies jedoch ohne Belang. Da im wasserundurchlässigen Tonstein der Transport wässriger Lösungen auch über mittlere und lange Zeiträume stärker eingeschränkt ist als in kristallinen Wirtsgesteinen, sind z. B. Korrosionsprozesse mittelfristig diffusionskontrolliert. Daher kann unter Umständen auch auf die Korrosionsschutzschicht verzichtet werden (siehe Tabelle 6-6, 3. Reihe von oben). Maßgeblich ist weiterhin der sichere

Einschluss durch den dicht verschweißten Behälter und die ausreichende Abschirmwirkung gegenüber ionisierender Strahlung über die große Wanddicke. Der Behälter muss hinreichend beständig sein, um Identifizierung, sicheren Einschluss und Handhabbarkeit des Endlagergebundes bei einer möglichen späteren Bergung bis zu 500 Jahre nach Verschluss des Endlagers zu gewährleisten. Die weiteren Behälterfunktionen ergeben sich analog der Behälterskizze für *kristalline Wirtsgesteine mit ewG*.

6.2.2.5 Generische Behälterkonzepte für das Wirtsgestein Steinsalz

Für Steinsalz können die Behälterskizzen für *Kristallingestein mit ewG* (siehe Abschnitt 6.2.2.3 und Tabelle 6-6, 2. Reihe von oben) bzw. für Tongestein (ggf. ohne Korrosionsschutzbeschichtung – siehe Abschnitt 6.2.2.4 und Tabelle 6-6, 3. Reihe von oben) direkt übertragen werden. Kann in einem nachgewiesenen trockenen Wirtsgestein (ohne freie oder abscheidbare Lösungen bzw. Laugen) die Korrosion metallischer Komponenten vernachlässigt werden, so kann entsprechend auch eine äußere Hülle als Korrosionsschutz entfallen. Möglich sind daher neben *Doppelhüllenbehältern*, z. B. aus Gussstahl und/oder Gusseisen, (siehe Tabelle 6-6, letzte Reihe) auch dickwandige *Einhüllenbehälter* (siehe Tabelle 6-6, vorletzte Reihe). Wichtig für die Erfüllung der grundlegenden Behälterfunktionen sind auch hier wieder die Schweißbarkeit zur Herstellung der dichten Umschließung mindestens einer Hülle zur Gewährleistung des sicheren Einschlusses sowie die ausreichende Abschirmung ionisierender Strahlung über den dickwandigen Behälterkörper. Die Funktionen des Kritikalitätsausschlusses, der Begrenzung der Temperaturen, der Korrosion und Gasproduktion sowie die Gewährleistung der Handhabbarkeit folgen analog den vorherigen Behälterkonzepten.

			Lösungsprinzip für die Abschirmung von Neutronen			
			ohne Moderatormaterial		mit Moderatormaterial	
Material des Innenbehälters			Gussstahl	Gusseisen	Gussstahl	Gusseisen
Skizzen möglicher Behälterkonzepte für die Endlagerung im Wirtsgestein...	Kristallingestein	ohne ewG				
		mit ewG				
	Tonstein					
	Steinsalz	mit Korrosion				
		ohne Korrosion				

Farblegende		Gusseisen		(Guss-) Stahl		Edelstahl		Korrosionsschutz (Kupfer, Titan, Nickellegierung)
		Inventar	 Moderatorstab (beispielhaft)					

Tabelle 6-6: Schematische Darstellung generischer Behälterkonzepte für die verschiedenen Wirtsgesteine [8].

6.2.3 Optimierung der Behälterkonzepte

Die im Abschnitt 6.2.2 erstellten generischen Behälterskizzen erfüllen, dem Lösungsmatrix-Ansatz entsprechend, die in die Erstellung der Lösungsmatrix eingeflossenen Behälterfunktionen. Durch die Erfüllung aller Teilfunktionen durch die Komponenten erfüllt das Behälterkonzept als Summe der Komponenten auch die Summe der Teilfunktionen.

Dabei ist zu beachten, dass nicht alle möglichen Lösungsansätze Vorteile für die Erfüllung aller (Teil-)Funktionen mit sich bringen: Beispielsweise können Moderatormaterialien in der Behälterwand oder im Behälterinnenraum einerseits die Absorption von aus dem Inventar emittierten Neutronen positiv beeinflussen, können aber durch thermische, chemische oder radiolytische Zersetzung zur Gasproduktion beitragen. Auch eine große Wanddicke des Behälters erhöht die Abschirmwirkung für ionisierende Strahlung und Neutronen, vergrößert aber andererseits auch die Gebindemasse und den Wärmewiderstand zwischen Inventar und Gebindeoberfläche, was die Begrenzung der Temperaturen negativ beeinflussen kann.

Insofern ist bei der Verwendung des Lösungsmatrix-Ansatzes darauf zu achten, dass nicht jede freie Kombination von Lösungsprinzipien eine gleichermaßen gute qualitative oder quantitative Erfüllung aller Anforderungen mit sich bringt. Stattdessen sind bei der Auswahl der Lösungsprinzipien immer auch die Wechselwirkungen zwischen verschiedenen Behälterfunktionen zu betrachten und diese gegebenenfalls aufgrund der zu erwartenden Einwirkungen zu optimieren. Eine solche Optimierung umfasst neben der Gewichtung der Teilfunktionen und deren späterer Quantifizierung auch grundsätzliche Aspekte wie Materialwahl, Fertigungstechnologie und anwendbare Prüfverfahren. Schließlich sind auch Wechselwirkungen zwischen den Behältern und weiteren geotechnischen und geologischen Barrieren hinsichtlich der der Langzeitsicherheit für das gesamte Endlagersystem zu berücksichtigen.

Bei einer realitätsnäheren Anwendung des Lösungsmatrix-Ansatzes zur Erstellung generischer Behälterkonzepte, die über den Detaillierungsgrad von Tabelle 6-6 deutlich hinausgeht, ist dementsprechend eine umfassende und nach technisch-wissenschaftlichen Gesichtspunkten vollständige Lösungsmatrix herzuleiten und anzuwenden. Zur weiteren Einengung und Vorauswahl möglichst gut geeigneter Behälterkonzepte ist eine systematische Herleitung von Gewichtungsfaktoren und Optimierungsschritten in der Konzepterstellung vorzusehen, die schließlich in Erprobungs- und Testprogramme an ausgewählten Behälterkomponenten und -systemen mündet. Hierbei ist zu berücksichtigen, dass dieser Entwicklungsprozess im laufenden Standortauswahlverfahren hinsichtlich Behälterkonzepten für alle drei in Frage kommenden Wirtsgesteine erfolgen muss. Um den damit verbundenen Aufwand in realisierbaren Grenzen zu halten, kommt der systematischen und nachvollziehbaren Optimierung und Einengung geeigneter Behälterkonzepte eine entscheidende Bedeutung zu.

7 Schlussfolgerungen und Empfehlungen

Basierend auf dem im Vorhaben entwickelten Top-Down-Ansatz (Kapitel 2, Abbildung 2-1) wurden systematisch Anforderungen für Behälter für ein Endlager für hochradioaktive Abfälle in den Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein hergeleitet. Darauf aufbauend wurde eine Methodik entwickelt, um die in unterschiedlichen Stadien bereits entwickelten internationalen Endlagerbehälterkonzepte (Kapitel 3) sowie die vorhandenen Transport- und Lagerbehälter (TLB) auf die Erfüllung der hergeleiteten Anforderungen (Kapitel 5) unter Berücksichtigung der relevanten Einwirkungen (Kapitel 4) hin zu untersuchen (Kapitel 6). Dieser generische Ansatz ermöglicht - vor dem Hintergrund des zu den potenziellen deutschen Wirtsgesteinen noch offene Forschungsbedarfes zur Schaffung einer konkreten geologischen Datenbasis für die in Frage kommenden Endlagerstandorte - vorrangig einen umfassenden Vergleich der verschiedenen Behälterkonzepte unter angenommenen Randbedingungen hinsichtlich der zu erwartenden Einwirkungen auf die Endlagerbehälter.

Generell können die Anforderungen nach sicherem Einschluss, Kritikalitätsausschluss, Handhabbarkeit, Rückholbarkeit und Bergbarkeit auf generischer Ebene wirtsgesteinsübergreifend betrachtet werden. Hierbei ist zu beachten, dass Forderungen nach Rückholbarkeit international nur sehr eingeschränkt und nach Bergbarkeit außerhalb Deutschlands bislang überhaupt nicht bestehen. Insofern sind weder die internationalen noch die bisherigen nationalen Behälterkonzepte, einschließlich des für das Wirtsgestein Steinsalz bis zur Anwendungsreife entwickelten und als Prototyp gefertigten POLLUX®-Behälters, hinsichtlich dieser Anforderungen konzipiert worden. Die im Kapitel 6 durchgeführten Analysen zeigen auf, dass eine Erfüllung der überwiegenden Anzahl der betrachteten Anforderungen durch die Behälterkonzepte KBS-3 (Schweden/Finnland), UOS (Tschechische Republik) und POLLUX® (Deutschland) sowie das Andra-Konzept (Konzept für Kategorie-C-Abfallbehälter, Frankreich) und das Nagra-Referenzkonzept in den betrachteten *Wirtsgesteinen mit ewG* möglich erscheint. Dagegen ist die Erfüllung der hergeleiteten Anforderungen durch das belgische Supercontainer-Konzept hinsichtlich mehrerer Aspekte als fraglich anzusehen oder wäre zumindest mit großem Nachweis- bzw. Änderungsaufwand verbunden. Gleiches gilt für die Konzeptskizze der Brennstabkockille BSK (Deutschland), zu der an mehreren Stellen entsprechende Informationen fehlen. Das kanadische UFC-II-Konzept wäre aufgrund der Unterschiede zwischen dem vorgesehenen Inventar und den in Deutschland endzulagernden hochradioaktiven Abfällen grundlegend zu adaptieren, was einen Vergleich in der überwiegenden Anzahl der betrachteten Punkte derzeit nicht gestattet.

Im Ergebnis der angestellten Betrachtungen ist auch deutlich geworden, dass neben dem sicheren Einschluss und den radiologischen Anforderungen vor Allem die Erfüllung der thermischen Anforderungen mit einer allgemeinen Temperaturbegrenzung für alle Wirtsgesteine auf 100 °C gemäß Standortauswahlgesetz [1] für die Mehrzahl der betrachteten Behälterkonzepte zu einem erheblichen Nachweis- bzw. Anpassungsaufwand führen dürfte. Die Anforderung hinsichtlich Bergbarkeit, gemäß Standortauswahlgesetz [1] reduziert auf die Teilanforderungen nach Identifizierbarkeit, sicherem Einschluss und Handhabbarkeit, ist für alle Behälterkonzepte noch mit offenen Fragestellungen verbunden. Sie ist teilweise sogar auslegungsbestimmend, beispielsweise hinsichtlich des Nachweises der Langzeitbeständigkeit. Der sichere Einschluss über einen Nachweiszeitraum von 1 Mio. Jahren für (kristalline) *Wirtsgesteine ohne ausweisbaren ewG* erscheint nach vorliegenden

Informationen und unter bestimmten Annahmen nur bei zwei bislang entwickelten Behälterkonzepten (KBS-3 und UFC-II) mit einer gewissen Erfolgsaussicht verbunden.

Eine Erfüllung der Anforderungen an Endlagergebinde durch die vorhandenen Transport- und Lagerbehälter (TLB) ist in weiten Teilen mit umfangreichen offenen Fragestellungen verbunden, insbesondere hinsichtlich des Langzeit- und Materialverhaltens unter Endlagerbedingungen. Erschwerend kommt hinzu, dass es sich bei den TLB um eine hoch diversitäre Gruppe vieler verschiedener Behältertypen mit sehr unterschiedlichen radioaktiven Inventaren handelt, die nicht zum Zweck der späteren Endlagerung konzipiert und entwickelt wurden.

Anhand einer direkt mit dem im Vorhaben entwickelten Top-Down-Ansatz zur Erstellung anforderungsgerechter Behälterkonzepte (siehe Abbildung 2-1) kombinierbaren Methodik wurden exemplarisch generische Behälterkonzepte hergeleitet, die die Erfüllung der grundlegenden Behälteranforderungen bzw. damit verknüpften Behälterfunktionen in den verschiedenen potenziellen Wirtsgesteinen erwarten lassen. Die gewählte Methodik einer Lösungsmatrix für technisch-wissenschaftliche Lösungsprinzipien von Teilfunktionen zeigt trotz mehrerer einschränkender Grundannahmen noch immer den Variantenreichtum eines möglichen Entwurfsraumes auf. So wurden für die drei potenziellen Wirtsgesteine insgesamt 20 generische Konzepte für selbstabschirmende Behälter hergeleitet, die jeweils alle grundlegend benötigten Behälterfunktionen aufweisen.

Bei einer realistischeren Anwendung dieses Ansatzes ist u. a. durch den höheren Detaillierungsgrad an zu betrachtenden Teilfunktionen und Einwirkungen mit einer Vielzahl möglicher Behälterkonzepte zu rechnen. Diese Behälterkonzepte können entsprechend der Relevanz der zu erwartenden Einwirkungen weiter optimiert werden und die Anzahl von generischen Behälterkonzepten muss letztlich durch herzuleitende Auswahl- und Bewertungskriterien weiter reduziert werden.

Hierbei ist zu berücksichtigen, dass dieser Entwicklungs- und Entscheidungsprozess im laufenden Standortauswahlverfahren hinsichtlich Behälterkonzepten für alle drei in Frage kommenden Wirtsgesteine erfolgen muss. Um den damit verbundenen Aufwand in realisierbaren Grenzen zu halten, kommt der systematischen und nachvollziehbaren Optimierung und Einengung geeigneter Behälterkonzepte eine entscheidende Bedeutung zu. Unter Berücksichtigung der engen zeitlichen Vorgaben des Standortauswahlgesetzes, bis 2031 die Entscheidung über den Endlagerstandort herbeizuführen [1], muss über das für diesen Standort benötigte Endlagerkonzept einschließlich des zugehörigen Behälterkonzeptes bereits frühzeitig entschieden werden. Vor diesem Hintergrund sind vor allem robuste und pragmatische Lösungsansätze (z.B. Adaption bereits entwickelter Behälterkonzepte) zu bevorzugen, die eine termingerechte Behälterbereitstellung in großer Stückzahl in der benötigten Qualität ermöglichen. Angesichts der Bedeutung der zeitlichen Vorgaben und der Anforderungen an die Transparenz des Standortauswahlverfahrens sollte die Herleitung und Vorgabe der Auswahl- und Entscheidungskriterien für geeignete Endlagerbehälterkonzepte daher möglichst zeitnah und übergeordnet erfolgen.

Zusammenfassend werden im Ergebnis des FuE-Vorhabens KoBrA folgende **Empfehlungen** ausgesprochen:

- (1) Kontinuierliche Verfolgung und Auswertung der Entwicklung internationaler Behälterkonzepte für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle, ausgehend von der im FuE-Vorhaben KoBrA generierten Dokumentenbasis.
- (2) Konkretisierung der standortspezifischen Anforderungen an Endlagerbehälter (unter Berücksichtigung von Rückholbarkeit und Bergbarkeit) in einem geeigneten Regelwerk.
- (3) Verbesserung der geologischen Datenbasis für die in Frage kommenden Wirtsgesteine und Endlagerstandorte zur Bestimmung der standortspezifischen Einwirkungen auf Endlagerbehälter.
- (4) Konkretisierung der betriebsbedingten Einwirkungen auf die Endlagerbehälter im Zusammenspiel mit der Entwicklung geeigneter Endlagerkonzepte.
- (5) Herleitung einer Methodik zur Festlegung von Auswahl- und Entscheidungskriterien für geeignete Endlagerbehälterkonzepte unter Berücksichtigung der Anforderungen an Transparenz und zeitlichen Rahmen des Standortauswahlverfahrens.
- (6) Bevorzugung robuster Behälterkonzepte auf Grundlage möglichst bereits entwickelter und erprobter Werkstoffe und Technologien, die sich zuverlässig, qualitäts- und termingerecht in der benötigten großen Stückzahl herstellen lassen.
- (7) Zügige Entwicklung anforderungsgerechter Behälterkonzepte für Tonstein und Kristallingestein sowie Weiterentwicklung der bereits für Steinsalz vorhandenen Behälterkonzepte für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland.

8 Literaturverzeichnis

- [1] Deutscher Bundestag, „Standortauswahlgesetz vom 5. Mai 2017 (BGBl. I S. 1074), das zuletzt durch Artikel 2 Absatz 16 des Gesetzes vom 20. Juli 2017 (BGBl. I S. 2808) geändert worden ist,“ in *Bundesgesetzblatt Jahrgang 2017 Teil I Nr. 26*, Bonn, Bundesanzeiger Verlag, 2017, pp. 1074-1102.
- [2] H.-J. Engelmann, W. Filbert, M. Heda, W. Hedemann und J. Neydek, „Direkte Endlagerung ausgediente Brennelemente (DEAB) - Handhabungsversuche zur Streckenlagerung T 60,“ Deutsche Gesellschaft für den Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE), Peine, 1995.
- [3] Bundesministerium für Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), *Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle*, Bonn, 2010.
- [4] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Nukleare Sicherheit (BMU), *Verordnung über die sicherheitstechnischen Anforderungen an die Entsorgung hochradioaktiver Abfälle (Endlagersicherheitsanforderungsverordnung – EndlSiAnfV). Verordnungsentwurf mit Stand vom 06.04.2020*, Berlin: BMU, 2020.
- [5] C. Herold, H. Völzke, T. Orellana Pérez und D. Wolff, „FuE-Vorhaben KoBrA - Bericht zum Arbeitspaket 1: Nationaler und Internationaler Stand zu bereits existierenden Anforderungen und Konzepten für Endlagerbehälter,“ Berlin, 2020.
- [6] S. Prignitz, A. Wunderlich und W. Bollingerfehr, „FuE-Vorhaben KoBrA - Bericht zum Arbeitspaket 2: Behälterrelevante Randbedingungen und Beanspruchungen in den drei potenziellen Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein,“ Peine, 2020.
- [7] A. Wunderlich, S. Prignitz, W. Bollingerfehr, H. Völzke, C. Herold, D. Wolff und T. Orellana Pérez, „FuE-Vorhaben KoBrA - Bericht zum Arbeitspaket 3: Herleitung und Zusammenstellung von Anforderungen an Endlagerbehälter für hochradioaktive Abfälle,“ BGE TECHNOLOGY GmbH, Peine, 2020.
- [8] C. Herold, H. Völzke, T. Orellana Pérez, D. Wolff, A. Wunderlich, W. Bollingerfehr und S. Prignitz, „FuE-Vorhaben KoBrA - Bericht zum Arbeitspaket 4: Erarbeitung von Vorschlägen für mögliche Behälterkonzepte in den drei potenziellen Wirtsgesteinen Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein,“ BAM, Berlin, 2020.
- [9] SKB, „SKB-TR-11-01: Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark. Main report of the SR-Site project,“ SKB, Stockholm, 2011.
- [10] M. Lahti, „Towards Implementation of the Spent Nuclear Fuel Repository in Finland,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 7.1-7.12.

- [11] STUK, „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. 5th Finnish National Report as referred to in Article 32 of the Convention. STUK-B 180,“ STUK, Helsinki, 2014.
- [12] U. S. Nuclear Waste Technical Review Board, „Survey of National Programs for Managing High-Level Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel: Update,“ U.S. NWTRB, Arlington, Virginia, 2016.
- [13] J. Lee, D. Cho, H. Choi und J. Choi, „Concept of a Korean Reference Disposal System for Spent Fuels,“ *Journal of Nuclear Science and Technology* 44, pp. 1565-1573, 07 08 2007.
- [14] J. Slovák, „Progress of the Czech Deep Geological Repository Program,“ in *International Approaches for Deep Geological Disposal of Nuclear Waste: Geological Challenges in Radioactive Waste Isolation. Fifth Worldwide Review*, 2016, pp. 6.1-6.17.
- [15] Federal Agency for Nuclear Control, „Sixth meeting of the Contracting Parties to the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management: National Report of the Kingdom of Belgium,“ IAEA, Wien, 2017.
- [16] Andra, „Dossier d'Options de Sûreté Partie Exploitation,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2016.
- [17] Radioactive Waste Management, „Geological Disposal: Overview of international siting processes 2017,“ Radioactive Waste Management Limited, Didcot, 2017.
- [18] Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI), „Standortsuche für geologische Tiefenlager: Bundesrat startet dritte Etappe mit Jura Ost, Nördlich Lägern und Zürich Nordost,“ ENSI, 22 11 2018. [Online]. Available: <https://www.ensi.ch/de/2018/11/22/standortsuche-fuer-geologische-tiefenlager-bundesrat-startet-dritte-etappe-mit-jura-ost-noerdlich-laegern-und-zuerich-nordost/>. [Zugriff am 23 11 2018].
- [19] Radioactive Waste Management Limited, „Geological Disposal. Concept Selection Process,“ Radioactive Waste Management Limited, Didcot, 2018.
- [20] Radioactive Waste Management, „Geological Disposal. Concept Status Report,“ Radioactive Waste Management Limited, Didcot, 2017.
- [21] U.S. Department of Energy, „DOE/RW-0573: Yucca Mountain Repository License Application. General Information,“ U.S. DoE, Washington D.C., 2008.
- [22] U. S. Nuclear Waste Technical Review Board, „Management and Disposal of U. S. Department of Energy Spent Nuclear Fuel. Report to the United States Congress and to the Secretary of Energy,“ U.S. NWTRB, Arlington, Virginia, 2017.
- [23] Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future, „Report to the Secretary of Energy,“ Blue Ribbon Commission, Department of Energy, Washington D.C., 2012.

- [24] G. Martin, „'Reset' on nation's nuclear waste policy includes Yucca Mountain,“ Las Vegas Review-Journal, 27 02 2019. [Online]. Available: <https://www.reviewjournal.com/local/local-nevada/reset-on-nations-nuclear-waste-policy-includes-yucca-mountain-1606813/>. [Zugriff am 24 09 2019].
- [25] H. H. Hess, J. N. Adkins, W. E. Benson, J. C. Frye, W. B. Heroy, M. K. Hubbert, R. J. Russel und C. V. Theis, „The Disposal of Radioactive Waste on Land. Report of the Committee on Waste Disposal of the Division of Earth Sciences,“ National Academy of Sciences - National Research Council, Washington D. C., 1957.
- [26] P. Kukla, R. Pechinig und J. Urai, „Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben - Bericht zum Arbeitspaket 2: Sichtung und Bewertung der Standortdaten Gorleben,“ GRS, Köln, 2011.
- [27] W. Bollingerfehr, D. Buhmann, W. Filbert, S. Keller, J. Krone, A. Lommerzheim, J. Mönig, S. Mrugalla, N. Müller-Hoeppe, J. R. Weber und J. Wolf, „Status of the safety concept and safety demonstration for an HLW repository in salt (ISIBEL) - Summary Report,“ BGR, GRS, DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, 2013.
- [28] W. Bollingerfehr, W. Filbert, C. Lerch und M. Tholen, „GRS-272: Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (VSG). Bericht zum Arbeitspaket 5 - Endlagerkonzepte,“ GRS, Köln, 2012.
- [29] W. Bollingerfehr, W. Filbert, S. Dörr, P. Herold, C. Lerch, P. Burgwinkel, F. Charlier, B. Thomauske, G. Bracke und R. Kilger, „GRS-281: Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben (VSG). Bericht zum Arbeitspaket 6 - Endlagerauslegung und -optimierung,“ GRS, Köln, 2012.
- [30] Entsorgungskommission (ESK), „Stellungnahme der Entsorgungskommission vom 12.05.2016: Endlagerforschung in Deutschland: Anmerkungen zu Forschungsinhalten und Forschungssteuerung,“ ESK-Geschäftsstelle, Bonn, 2016.
- [31] Andra, „Dossier 2005 Argile. Synthesis (version Anglaise) - Evaluation of the feasibility of a geological repository in an argillaceous formation,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2005.
- [32] R. Patel, C. Punshon, J. Nicholas, P. Bastid, R. Zhou, C. Schneider, N. Bagshaw, D. Howse, E. Hutchinson, R. Asano und F. King, „NTB-12-06: Canister Design Concepts for Disposal of Spent Fuel and High Level Waste,“ Nagra, Wettingen, 2012.
- [33] D. Kinet, K. Chah, A. Gusarov, A. Faustov, L. Areias, I. Troullinos, P. v. Marcke, B. Craeye, E. Coppens, D. Raymaekers und P. Mégret, „Proof of Concept for Temperature and Strain Measurements With Fiber Bragg Gratings Embedded in Supercontainers Designed for Nuclear Waste Storage,“ *IEEE Transactions on Nuclear Science* 63, pp. 1955-1962, 21 06 2016.
- [34] L. Areias, B. Craeye, G. d. Schutter, H. v. Humbeeck, W. Wacquier, L. Villers und A. v. Cotthem, „Half-Scale Test: An Important Step to Demonstrate the Feasibility of the Belgian Supercontainer Concept for Disposal of HLW,“ in *Proceedings of the 13th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste*, Tsukuba, 2010.

- [35] M. van Geet und E. Weetjens, „Strategic Choices in the Belgian Supercontainer Design and its Treatment in a Safety Case,“ in *NEA/RWM/R(2012)3/REV: Cementitious Materials in Safety Cases for Geological Repositories for Radioactive Waste: Role, Evolution and Interactions*, Brüssel, 2012.
- [36] Andra, „Dossier 2005 Granite. Assets of granite formations for deep geological disposal,“ Andra, Châtenay-Malabry, 2005.
- [37] Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), „Projet de stockage Cigéo - Examen du Dossier d'Options de Sûreté. Tome 1,“ IRSN, Fontenay-aux-Roses, 2017.
- [38] Andra, „Point d'avancement des études sur le stockage de combustibles usés (présentation GT PNGMDR),“ Andra, Châtenay-Malabry, 2015.
- [39] L. H. Johnson und F. King, „NTB-02-11: Canister Options for the Disposal of Spent Fuel,“ Nagra, Wettingen, 2003.
- [40] M. Stein, „NAB-14-104: Erläuterungen zur Verpackung radioaktiver Abfälle im Endlagerbehälter,“ Nagra, Wettingen, 2014.
- [41] P. Zuidema, „Das Forschungsprogramm zu Tongesteinen in der Schweiz,“ in *ESK-workshop zur deutschen Endlagerforschung*, Bonn, 2015.
- [42] N. Diomidis, „Disposal canister requirements in context of the Swiss geological repository concept,“ Nagra, Bern, 2015.
- [43] P. Wikberg, „Crystalline Research Programme in Sweden,“ in *ESK workshop on German waste disposal research*, Bonn, 2015.
- [44] C. Hatton, „Development of the Canadian Used Fuel Repository Engineered Barrier System,“ in *15th International High-Level Radioactive Waste Management Conference (IHLRWM 2015)*, Charleston, 2015.
- [45] SKB, „SKB-TR-93-04: Project on Alternative Systems Study (PASS) - Final Report,“ SKB, Stockholm, 1992.
- [46] SKB, „SKB-TR-10-14: Design, production and initial state of the canister,“ SKB, Stockholm, 2010.
- [47] H. Raiko, „Posiva-2012-13: Canister Design 2012,“ Posiva Oy, Olikluoto, 2013.
- [48] C.-G. Andersson, „SKB-TR-98-09: Test manufacturing of copper canisters with cast inserts,“ SKB, Stockholm, 1998.
- [49] P. Poškas, A. Brazauskaitė, A. Šmaižys, R. Zujus, E. Narkūnas, R. Kilda und A. Sirvydas, „Investigations of Possibilities to Dispose of Spent Nuclear Fuel in Lithuania: A Model Case. Volume 2: Concept of Repository in Crystalline Rocks,“ Radioactive Waste Management Agency RATA, Lithuanian Energy Institute, Vilnius, 2005.
- [50] D.-K. Cho, Y. Lee, J.-Y. Lee und J. Choi, „Characteristics of a Geological Disposal System for the Increasing Burn-up of Spent Nuclear Fuel in Korea,“ *Journal of Nuclear Science and Technology* 44, pp. 1306-1316, 01 05 2007.

- [51] H.-J. Choi, J. Y. Lee und J. Choi, „Development of Geological Disposal Systems for Spent Fuels and High-Level Radioactive Wastes in Korea,“ *Nuclear Engineering and Technology* 45, pp. 29-40, 09 07 2012.
- [52] H.-J. Choi, M. Lee und J. Y. Lee, „Preliminary conceptual design of a geological disposal system for high-level wastes from the pyroprocessing of PWR spent fuels,“ *Nuclear Engineering and Design* 241, pp. 3348-3356, 03 06 2011.
- [53] J. Slovák, „Spent Nuclear Fuel Management in the Czech Republic: Progress Concerning DeepGeologicalRepositoryDevelopment,“ SÚRAO, Prag, 2017.
- [54] I. Pospísková, „Czech Disposal Canister Programme,“ in *IGD-TP*, Cordoba, 2016.
- [55] L. Urban und V. Soušek, „ŠKODA JS Casks for SNF & HAW,“ in *Bulatom Conference*, Warna, 2017.
- [56] Energy Solutions, „DoE Advisory and Assistance Contract. Task Order 12: Standardized Transportation, Ageing and Disposal Canister Feasibility Study,“ Energy Solutions, 2013.
- [57] R. P. Rechard und M. D. Voegelé, „Evolution of repository and waste package designs for Yucca Mountain disposal system for spent nuclear fuel and high-level radioactive waste,“ *Reliability Engineering and System Safety* 122, pp. 53-73, 18 07 2013.
- [58] Kärnbränslesäkerhet, „Handling and Final Storage of Unreprocessed Spent Nuclear Fuel. Volume II - Technical,“ KBS, Stockholm, 1978.
- [59] R. Attinger und G. Duijvestijn, „NTB-92-14: Mechanical Behaviour of High Level Nuclear Waste Overpacks under Repository Loading and During Welding,“ Nagra, Wettingen, 1994.
- [60] Andra, „Le scellement par micro-ondes,“ *Le journal de l'Andra* 24, p. 10, 2016.
- [61] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Nukleare Sicherheit (BMU), „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. Report of the Federal Republic of Germany for the Sixth Review Meeting in May 2018,“ IAEA, Wien, 2018.
- [62] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB), „Programm für eine verantwortungsvolle und sichere Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle (Nationales Entsorgungsprogramm),“ BMUB, Berlin, 2015.
- [63] Deutscher Wetterdienst, „Weste-Datenbank, Wetterdaten und -statistiken express,“ Deutscher Wetterdienst (DWD), [Online]. Available: <http://www.dwd.de/DE/leistungen/witterungsreportexpress/witterungsreport-express.html>.
- [64] S. Jahn, S. Mrugalla und L. Stark, „Endlagerstandortmodell SÜD (ANSICHT), Teil II: Zusammenstellung von Gesteinseigenschaften für den Langzeitsicherheitsnachweis,“ Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, 2016, Hannover.

- [65] Deutscher Bundestag, „Strahlenschutzgesetz vom 27. Juni 1976 (BGBl. I S. 1966), das zuletzt durch Artikel 11 des Gesetzes vom 12. Dezember 2019 (BGBl. I S. 2510) geändert worden ist,“ in *Bundesgesetzblatt Jahrgang 2017 Teil I Nr. 42*, Bonn, Bundesanzeiger Verlag, 2017, pp. 1966-2067.
- [66] Economic Commission for Europe - Inland Transport Committee, European Agreement Concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road - ADR (as applicable from 1 January 2019), Volume II, Wien: UN, 2019.
- [67] Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH, „Planungsvorgaben zum POLLUX-Behälter,“ DWK, Hannover, 1986.
- [68] W. Bollingerfehr, N. Bertrams, D. Buhmann, R. Eickemeier, S. Fahland, W. Filbert, J. Hammer, J. Kindlein, M. Knauth, W. Liu, W. Minkley, J. Mönig, T. Popp, S. Prignitz, K. Reinhold, E. Simo, T. Thiemeyer, E. Völkner und J. Wolf, „Concept developments for a generic repository for heat-generating waste in bedded salt formations in Germany, Synthesebericht zum Vh KOSINA,“ BGE TECHNOLOGY, Peine, 2018.
- [69] W. Filbert, M. Breustedt, S. Dörr, P. Herold, C. Lerch, J. Wolf, D. Ullmann, F. Kristek und W. Sindern, „DIREGT III (Direkte Endlagerung von Transport- und Lagerbehältern bis 160 Mg): Abschlussbericht,“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2014.
- [70] M. Jobmann und A. Lommerzheim, „Endlagerkonzept sowie Verfüll- und Verschlusskonzept für das Endlagerstandortmodell SÜD, Methodik und Anwendungsbezug eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes für ein HAW-Endlager in Tonstein (ANSICHT),“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2015.
- [71] A. Lommerzheim und M. Jobmann, „Endlagerkonzept sowie Verfüll- und Verschlusskonzept für das Endlagerstandortmodell NORD (ANSICHT),“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2015.
- [72] A. Meleshyn, „GRS-291: Microbial Processes Relevant for Long-Term Performance of Radioactive Waste Repositories in Clays,“ GRS, Köln, 2011.
- [73] M. Jobmann, M. Breustedt, S. Li und M. Polster, „Investigations on the temperature effects in buffer, EDZ and argillaceous host rock. Final report.,“ DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, 2013.
- [74] M. Jobmann, J. Maßmann, A. Meleshyn und M. Polster, „Projekt ANSICHT - Quantifizierung von Kriterien für Integritätsnachweise im Tonstein,“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2015.
- [75] M. Pöhler, P. Amelung, W. Bollingerfehr, H. J. Engelhardt, W. Filbert und M. Tholen, „Referenzkonzept für ein Endlager für radioaktive Abfälle in Tongestein (ERATO). Abschlussbericht,“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2010.
- [76] S. Dörr, W. Bollingerfehr, W. Filbert und M. Tholen, „Status quo der Lagerung ausgedienter Brennelemente aus stillgelegten / rückgebauten deutschen Forschungsreaktoren und Strategie (Lösungsansatz) zu deren künftigen Behandlung / Lagerung (LABRADOR). Abschlussbericht,“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2011.

- [77] N. Bertrams, P. Herold, M. Herold, J. Krone, A. Lommerzheim, S. Prignitz und E. S. Kuate, „Entwicklung eines technischen Konzeptes für ein generisches Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle und ausgediente Brennelemente im Kristallingestein in Deutschland (KONEKD) - Abschlussbericht,“ DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, 2017.
- [78] SKB, „SKB-TR-10-15: Design, production and initial state of the buffer,“ SKB, Stockholm, 2010.
- [79] M. Pöhler, „Optimierung der Direkten Endlagerung durch Kokillenlagerung in Bohrlöchern (DENKMAL), Betriebsstörungsanalyse für die Endlagerung von BSK3-Kokillen (interner Bericht),“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2006.
- [80] H.-J. Engelmann und D. Heidekorn, „Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente (DEAB): Störfälle im Endlager (DEAB T 28),“ DBE, Peine, 1989.
- [81] W. Bollingerfehr, P. Herold, S. Dörr und W. Filbert, „Auswirkungen der Sicherheitsanforderung Rückholbarkeit auf existierende Einlagerungskonzepte und Anforderungen an neue Konzepte (ASTERIX). Abschlussbericht,“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2014.
- [82] P. Herold, S. Prignitz, E. Simo, W. Filbert und N. Bertrams, „Entwicklung technischer Konzepte zur Rückholung von Endlagerbehältern mit wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen und ausgedienten Brennelementen aus Endlagern in Salz- und Tongesteinsformati,“ BGE TECHNOLOGY, Peine, 2018.
- [83] Deutscher Bundestag, „Sechzehntes Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes (16. AtGÄndG) vom 10. Juli 2018,“ in *Bundesgesetzblatt Jahrgang 2018 Teil I Nr. 25*, Bonn, Bundesanzeiger Verlag, 2018, pp. 1122-1123.
- [84] Entsorgungskommission (ESK), „EMPFEHLUNG der Entsorgungskommission - Anforderungen an Endlagergebinde zur Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle,“ ESK-Geschäftsstelle, Bonn, 2017.
- [85] Deutscher Bundestag, „Gesetz zur Neuregelung des Wasserrechts (Wasserhaushaltsgesetz) vom 31. Juli 2009 (BGBl. I S. 2585), das zuletzt durch Artikel 1 des Gesetzes vom 18. Juli 2017 (BGBl. I S. 2771) geändert worden ist,“ in *Bundesgesetzblatt Jahrgang 2009 Teil I Nr. 51*, Bonn, Bundesanzeiger Verlag, 2009, pp. 2585-2621.
- [86] European Council, „Council Directive 2011/70/EURATOM of 19 July 2011 establishing a Community framework for the responsible and safe management of spent fuel and radioactive waste,“ in *Official Journal of the European Union: Directives*, Brüssel, Europäische Union - EURATOM, 2011, p. L199/48.
- [87] W. Weiss, C.-M. Larsson, C. McKenney, J.-P. Minon, S. Mobbs, T. Schneider, H. Umeki, W. Hilden, C. Pescatore und M. Vesterlind, „Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radio-active waste. ICRP Publication 122. Ann. ICRP 42(3),“ in *Annals of the ICRP (ICRP Publ. 122)*, Versailles, ICRP, 2013, pp. 7-57.

- [88] G. Bracke, E. Hartwig-Thurat, J. Larue, A. Meleshyn und T. Weyand, „Untersuchungen zu den “maximalen physikalisch möglichen Temperaturen” gemäß § 27 StandAG im Hinblick auf die Grenztemperatur an der Außenfläche von Abfallbehältern – Vorhaben 4717E03241 (Ressortforschungsberichte zur Sicherheit der nuklearen Entsorgung),“ Bundesamt für kerntechnische Entsorgungssicherheit, Salzgitter, 2019.
- [89] IAEA, *Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management*, Wien: INF, 1997.
- [90] IAEA, „IAEA Safety Standards Series No. SSR-5: Disposal of Radioactive Waste. Specific Safety Requirements,“ IAEA, Wien, 2011.
- [91] IAEA, „IAEA Safety Standards Series SSG-14: Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste. Specific Safety Guide,“ IAEA, Wien, 2011.
- [92] S. Theis, F. Bernier, N. Reynal, A. Alexiev, P. Lietava, E. Ruokola, G. Dandrieux, L. Tanguy, C. Castel, M. Richartz, I. Boetcher, U. Oppermann, I. Vegvari, M. Dionisi, A. Vinskas, M. Vanderschaaf, H. Sleiderink, D. Dogaru, A. Zavazanova, M. Pecnik und ..., „Radioactive Waste Disposal Facilities Safety Reference Levels. WENRA WGWD Report,“ WENRA, Stockholm, 2014.
- [93] J. Mönig, D. Buhmann, A. Rübel, J. Wolf, B. Baltes, F. Peiffer und K. Fischer-Appelt, „GRS-271: Grundzüge des Sicherheits- und Nachweiskonzeptes. Bericht zum Arbeitspaket 4 (Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben),“ GRS, Köln, 2011.
- [94] J. Mönig, D. Buhmann, A. Rübel, J. Wolf, B. Baltes und K. Fischer-Appelt, „GRS-277: Sicherheits- und Nachweiskonzept. Bericht zum Arbeitspaket 4 (Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben),“ GRS, Köln, 2012.
- [95] A. Rübel und A. Meleshyn, „GRS-338: Methodik und Anwendungsbezug eines Sicherheits- und Nachweiskonzeptes für ein HAW-Endlager im Tonstein, Sicherheitskonzept und Nachweisstrategie,“ GRS, Köln, 2014.
- [96] M. Jobmann, D.-A. Becker, J. Hammer, S. Jahn, A. Lommerzheim, N. Müller-Hoeppe, U. Noseck, J. Krone, J. R. Weber, A. Weitkamp und J. Wolf, „Projekt CHRISTA: Machbarkeitsuntersuchung zur Entwicklung einer Sicherheits- und Nachweismethodik für ein Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle im Kristallingestein in Deutschland,“ DBE TECHNOLOGY, Peine, 2016.
- [97] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit, „Strahlenschutzverordnung vom 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034, 2036), die durch Artikel 1 der Verordnung vom 27. März 2020 (BGBl. I S. 748) geändert worden ist,“ in *Bundesgesetzblatt Jahrgang 2018 I Nr. 41*, Bonn, Bundesanzeiger Verlag, 2018, pp. 2034-2208.
- [98] W. Bollingerfehr, W. Filbert, M. Pöhler, M. Tholen und J. Wehrmann, „Überprüfung und Bewertung des Instrumentariums für eine sicherheitliche Bewertung von Endlagern für HAW (ISIBEL). Bericht AP 1.2 - Konzeptionelle Endlagerplanung und Zusammenstellung des endzulagernden Inventars,“ DBE Technology GmbH, Peine, 2008.

- [99] H. W. den Hartog, D. Vainshtain, V. Dubinko, A. Turkin, V. Gann und J. Jacobs, „Radiation Damage in NaCl. Retrievalability - Smart Backfill Materials - Monitoring. Final Report (CORA Research Project),“ State University of Groningen, Groningen, 1999.
- [100] Reaktor-Sicherheitskommission, „RSK – Stellungnahme "Strahlenschäden im Steinsalz" vom 09.03.2006 (391. Sitzung),“ RSK-Geschäftsstelle, Bonn, 2006.
- [101] B. Kienzler und A. Loida, „FZKA-6651: Endlagerrelevante Eigenschaften von hochradioaktiven Abfallprodukten. Charakterisierung und Bewertung. Empfehlung des Arbeitskreises HAW-Produkte,“ KIT, Karlsruhe, 2001.
- [102] W. Filbert, H. Engelmann, M. Heda, W. Hedemann, R. Hubert, J. Neydek und H. Werthenbach, „Direkte Endlagerung ausgedienter Brennelemente: Handhabungsversuche zur Streckenlagerung. Abschlussbericht (DEAB-T-60),“ DBE, Peine, 1995.
- [103] W. Filbert, W. Bollingerfehr, M. Heda, C. Lerch, J. Niehues, M. Pöhler, J. Schulz, T. Schwarz, M. Toussaint und J. Wehrmann, „Optimization of the Direct Disposal concept by Emplacing SF Canisters in Boreholes,“ DBE TECHNOLOGY GmbH, Peine, 2010.
- [104] Geschäftsstelle der Kommission Lagerung hoch radioaktiver Abfallstoffe, „Verantwortung für die Zukunft. Ein faires und transparentes Verfahren für die Auswahl eines nationalen Endlagerstandortes. Abschlussbericht (K-Drs. 268),“ Deutscher Bundestag, Berlin, 2016.
- [105] H. Raiko, R. Sandström, H. Rydén und M. Johansson, „SKB-TR-10-28: Design analysis report for the canister,“ SKB, Stockholm, 2010.
- [106] J. Hernelind, „TR-10-34: Modelling and analysis of canister and buffer for earthquake induced rock shear and glacial load,“ SKB, Stockholm, 2010.
- [107] I. Pospisková, A. Vokál und L. Vondrovic, „Medium-Term Plan for the Research and Development of Activities Required for DGR Siting in the Czech Republic in the Period 2015-2025,“ SÚRAO, Prag, 2015.
- [108] NWMO, „NWMO-TR-2013-07: Postclosure Safety Assessment of a Used Fuel Repository in Sedimentary Rock. Pre-Project Report,“ NWMO, Toronto, 2013.
- [109] M. Gobien, F. Garisto, E. Kremer und C. Medri, „NWMO-TR-2016-10: Sixth Case Study: Reference Data and Codes,“ NWMO, Toronto, 2016.
- [110] ONDRAF/NIRAS, „NIROND-TR-2013-12: ONDRAF/NIRAS Research, Development and Demonstration (RD&D) Plan for the geological disposal of high-level and/or long-lived radioactive waste including irradiated fuel if considered as waste,“ NIROND, Brüssel, 2013.
- [111] Andra, „Stockage réversible profond - Options de Sûreté du Stockage en Formation Géologique Profonde,“ Andra, Bure, 2009.
- [112] SKB, „SKB-TR-10-13: Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository,“ SKB, Stockholm, 2010.

- [113] SKB, „SKB-R-06-38: Site descriptive modelling Forsmark stage 2.1. Feedback for completion of the site investigation including input from safety assessment and repository engineering,“ SKB, Stockholm, 2006.
- [114] B. Pastina und P. Hellä, „POSIVA-2010-01: Models and Data Report 2010,“ Posiva Oy, Olkiluoto, 2010.
- [115] J. Noronha, „APM-REP-00440-0015 R001: Deep Geological Repository Conceptual Design Report Crystalline / Sedimentary Rock Environment,“ NWMO, Toronto, 2016.
- [116] O. Wantz, „A Study of In-Package Nuclear Criticality in Possible Belgian Spent Nuclear Fuel Repository Designs (Dissertation),“ Université Libre de Bruxelles, Brüssel, 2005.
- [117] L. F. Auqué, M. J. Gimeno, J. B. Gómez, I. Puigdomenech, J. Smellie und E.-L. Tullborg, „TR-06-31: Groundwater chemistry around a repository for spent nuclear fuel over a glacial cycle. Evaluation for SR-Can,“ SKB, Stockholm, 2006.
- [118] Nagra, „NTB-02-05: Project Opalinus Clay. Safety Report. Demonstration of disposal feasibility for spent fuel, vitrified high-level waste and long-lived intermediate-level waste (Entsorgungsnachweis),“ Nagra, Wettingen, 2002.
- [119] L. Werme und J. Eriksson, „SKB-TR-95-02: Copper canister with cast inner component. Amendment to project on Alternative Systems Study (PASS), SKB TR 93-04,“ SKB, Stockholm, 1995.
- [120] NWMO, „NWMO-TR-2012-16: Used Fuel Repository Conceptual Design and Postclosure Safety Assessment in Crystalline Rock. Pre-Project Report,“ NWMO, Toronto, 2012.
- [121] I. Pospisková, D. Dobrev, M. Kouril, J. Stoulil, D. Noviková, P. Kotnour und O. Matal, „Czech national programme and disposal container concept,“ *Corrosion Engineering, Science and Technology* 52, pp. 6-10, 22 02 2017.
- [122] ONDRAF/NIRAS, „NIROND-2001-05-E: Technical overview of the SAFIR 2 report,“ ONDRAF/NIRAS, Brüssel, 2001.
- [123] EURIDICE, „ESV Euridice Gie - European Underground Research Infrastructure for Disposal of nuclear waste in Clay Environment,“ Euridice, Mol, 2007.
- [124] N. Diomidis, L. H. Johnson, P. Bastid und C. Allenb, „Design development of a copper-coated canister for the disposal of spent fuel in a deep geological repository in Opalinus Clay,“ *Corrosion Engineering, Science and Technology* 52, pp. 31-39, 26 01 2017.
- [125] Radioactive Waste Management (RWM), „Geological Disposal: Generic Specification for waste packages containing high heat-generating waste,“ RWM, Didcot, 2016.
- [126] S. Stroes-Gascoyne und C. J. Hamon, „NWMO-TR-2010-08: The Effects of Elevated Temperatures on the Viability and Culturability of Bacteria Indigenous to Wyoming MX-80 Bentonite,“ NWMO, Toronto, 2010.

- [127] S. Stroes-Gascoyne, C. J. Hamon und P. Maak, „Limits to the use of highly compacted bentonite as a deterrent for microbiologically influenced corrosion in a nuclear fuel waste repository,“ *Physics and Chemistry of the Earth* 36, pp. 1630-1638, 26 08 2011.
- [128] M. J. White und D. Hutchinson, „Generic Specification for Waste Packages Containing High Heat Generating Waste: Impact of Geological Disposal Concepts on Packaging Criteria,“ Galson Sciences Ltd., Rutland, 2013.
- [129] Nagra, „entsorgungsprogramm 2016. daran arbeiten wir,“ Nagra, Wettingen, 2016.
- [130] Nuclear Decommissioning Authority, „NDA/RWMD/031: Geological Disposal: Package evolution status report,“ NDA, Didcot, 2010.
- [131] L. Werme, „SKB-TR-98-08: Design premises for canister for spent nuclear fuel,“ SKB, Stockholm, 1998.
- [132] E. P. Kremer, „Durability of the Canadian used fuel container,“ *Corrosion Engineering, Science and Technology* 52, pp. 173-177, 02 05 2017.
- [133] O. Kristensson und L. Börgesson, „TR-14-19: Canister Retrieval Test. Final report,“ SKB, Stockholm, 2015.
- [134] H. v. Humbeeck, W. Bastiaens, C. d. Bock und A. v. Cotthem, „Experimental Programme to Demonstrate the Viability of the Supercontainer Concept for HLW,“ in *International Conference of Underground Disposal Unit Design & Emplacement Processes for a Deep Geological Repository*, Prag, 2008.
- [135] F. Littmann, C. Clementi und L. Capineri, „Comparison of Tagging Technologies for Safeguards of Copper Canisters for Nuclear Spent Fuel,“ *Sensors* 18, pp. 929-945, 21 03 2018.
- [136] CTECH Radioactive Materials Management, „Conceptual Design for a Deep Geologic Repository for Used Nuclear Fuel,“ Ontario Power Generation, New Brunswick Power, Hydro-Québec and Atomic Energy of Canada Limited, Ontario, 2002.

