



# Stand von Wissenschaft und Technik zu Behälterkonzepten im Kristallingestein

Forschungsbericht 1 von 3 zum Projekt  
„Langzeitintegrität von Behältern in Kristallingestein“ (LaKris)  
FKZ 4722B10401

**Stand von Wissenschaft und Technik zu Behälterkonzepten**  
**Forschungsbericht 1 von 3 zum Projekt**  
**„Langzeitintegrität von Behältern in Kristallingestein“ (LaKris)**

Dieser Bericht stellt ein Ergebnis wissenschaftlicher Forschung des BASE zum Zeitpunkt der Veröffentlichung dar und entfaltet keine Bindungswirkung für das künftige Handeln des BASE, insbesondere nicht für Entscheidungen im Rahmen von Genehmigungs-, Aufsichts- oder Beteiligungsverfahren.

**BASE-006/25**

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:  
urn:nbn:de:0221-2025111456856

Berlin, August 2025

**Impressum**

**Bundesamt  
für die Sicherheit  
der nuklearen Entsorgung  
(BASE)**

BASE – INHOUSE-FORSCHUNGSBERICHTE ZUR  
SICHERHEIT DER NUKLEAREN ENTSORGUNG

Thorsten Faß

030 184321-0  
[www.base.bund.de](http://www.base.bund.de)

Stand: August 2025

GZ: F 3 - BASE - BASE62140 4722B10401 LaKris

# **Stand von Wissenschaft und Technik zu Behälterkonzepten im Kristallingestein**

**Forschungsbericht 1 von 3 zum Projekt  
„Langzeitintegrität von Behältern in Kristallingestein“ (LaKris)**

**Thorsten Faß**

# Inhaltsverzeichnis

<b>1</b>	<b>Einleitung</b>	<b>1</b>
1.1	Behälterkonzepte für Kristallingestein .....	1
1.2	Zusammenfassung Stand von Wissenschaft und Technik bei Behälterkonzepten für Kristallingestein .....	1
<b>2</b>	<b>Sachstand zu Behälterkonzepten für Kristallingestein</b>	<b>3</b>
2.1	Schweden und Finnland .....	4
2.2	Kanada.....	9
2.3	Tschechische Republik.....	12
2.4	Republik Korea .....	14
<b>3</b>	<b>Auswertung von Vor- und Nachteilen der Behälterkonzepte für kristallines Wirtsgestein, bezogen auf die Übertragbarkeit auf die in Deutschland geltenden Anforderungen</b>	<b>18</b>
3.1	Anforderungen an Behälter .....	18
3.2	Zusammenfassung Anforderungen an Endlagerbehälter im Kristallin .....	21
3.3	Vergleich der grundlegenden Anforderungen in den betrachteten internationalen Behälterkonzepten .....	23
3.4	Übertragbarkeit der betrachteten Behälterkonzepte bezogen auf die in Deutschland geltenden Anforderungen.....	24
3.4.1	Sicherer Einschluss, Integrität des Behälters .....	24
3.4.2	Kritikalitätsausschluss .....	25
3.4.3	Handhabbarkeit.....	26
3.4.4	Abschirmung, radiologische Anforderungen.....	26
3.4.5	Temperaturbegrenzung (Barrierenschutz).....	27
3.5	Zusammenfassung Übertragbarkeit.....	27
<b>4</b>	<b>Bewertungsmaßstäbe</b>	<b>29</b>
<b>5</b>	<b>Zusammenfassende Schlussfolgerungen</b>	<b>30</b>
	<b>Abkürzungsverzeichnis</b>	<b>32</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis</b>	<b>34</b>
	<b>Tabellenverzeichnis</b>	<b>35</b>
	<b>Literaturverzeichnis</b>	<b>36</b>

# **1 Einleitung**

## **1.1 Behälterkonzepte für Kristallingestein**

Im Arbeitspaket 1 (AP 1) des BASE Eigenforschungsvorhabens „Langzeitintegrität von Behältern im Kristallingestein (LaKris)“ wird der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik zu Behälterkonzepten für Kristallingestein für hochradioaktive Abfälle (HAW) ausgewertet und dargestellt. Hierzu werden insbesondere Studien der Länder mit weit fortgeschrittenenendlagerkonzepten wie Schweden, Finnland und Kanada ausgewertet und um Aspekte von Konzepten aus der Tschechischen Republik und der Republik Korea ergänzt.

Ausgehend davon werden die sicherheitstechnischen Vor- und Nachteile der Behälterkonzepte in Hinblick auf ein Endlagersystem im Kristallingestein, unter den in Deutschland geltenden Anforderungen, und den zu erwartenden geochemischen Bedingungen in tiefengeologischen Schichten in Deutschland, herausgearbeitet und diskutiert.

Als Ergebnis werden die Vor- und Nachteile von Behälterkonzepten für Endlager im Kristallingestein bezüglich der in Deutschland vorliegenden Anforderungen und Bedingungen und Vorschläge für Bewertungsmaßstäbe erarbeitet.

## **1.2 Zusammenfassung Stand von Wissenschaft und Technik bei Behälterkonzepten für Kristallingestein**

Das Standortauswahlgesetz sieht in Deutschland Kristallingestein als ein potenzielles Wirtsgestein für einen möglichen Endlagerstandort vor. Hierbei wird für einen möglichen Endlagerstandort davon ausgegangen, dass Kristallingestein als solches, aufgrund seiner kristallinen Gesteinseigenschaften, zu denen auch das Vorhandensein von Klüften gehört, i. d. R keinen einschlusswirksamen Gebirgsbereich (ewG) aufweist. In diesem Fall lässt das Standortauswahlgesetz es zu, im Gegensatz zu den Wirtsgesteinen Steinsalz und Tonstein, als wesentliche Barrieren die technischen und geotechnischen Barrieren auszuweisen (§ 4 Absatz 3 EndLSiAnfV und § 23 Absatz 4 StandAG). Die Eigenschaften der geotechnischen und technischen Barrieren unterliegen nicht nur verschiedensten Bedingungen, die deren Barrierefunktion beeinflussen, sondern können selber auch die Eigenschaften der Behälter selbst, z. B. hinsichtlich deren Korrosionsverhaltens, beeinflussen.

Weitgehend ausgereifte Behälterkonzepte für Kristallingestein mit Langzeitsicherheitsanalysen gibt es derzeit für Schweden (SKB 2011), Finnland (Raiko 2013) und eingeschränkt für Kanada (NWMO 2017). Diesen Konzepten ist die Verwendung von Kupfer als Ummantelung für den Korrosionsschutz gemeinsam. Weitere Behälterkonzepte für Kristallingestein wurden ebenfalls in der Tschechischen Republik und der Republik Korea entwickelt. Hierbei wurde überwiegend das skandinavische KBS-3 Konzept als Referenz zugrunde gelegt. Einzig in der Tschechischen Republik wird derzeit abweichend kein Korrosionsschutz in Form einer Kupferummantelung verfolgt.

## 2 Sachstand zu Behälterkonzepten für Kristallingestein

Der Sachstand von Wissenschaft und Technik zu Konzepten für Endlagerbehälter für hochradioaktive Abfälle für Kristallingestein wurde zuletzt ausführlich im FuE Verbundvorhaben KoBrA (*Anforderungen und Konzepte für Behälter zur Endlagerung von Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen und ausgedienten Brennelementen in Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein*) (Bollingerfehr et al. 2020) von BG Etec und BAM ausgewertet und dargestellt. Im vorliegenden Bericht wird auf dieses umfassende Review-Projekt und – wo möglich – aktuelle Entwicklungen Bezug genommen. In (Bollingerfehr et al. 2020) werden für fünf Staaten relevante, fortgeschrittenen Endlagerprogramme in kristallinem Wirtsgestein genannt (Schweden, Finnland, Kanada, Republik Korea und Tschechische Republik, Tabelle 1). In Finnland (2015) und Schweden (2022) wurden bereits Genehmigungen zum Bau der Endlageranlagen erteilt. In Kanada wurde 2024 das Standortauswahlverfahren abgeschlossen und der Standort „Wabigoon Lake Ojibway Nation and the Township of Ignace“ ausgewählt (NWMO 2025).

Tabelle 1: Relevante internationale Endlagerprojekt in kristallinem Wirtsgestein (verändert und teilweise aktualisiert) nach (Bollingerfehr et al. 2020).

Staat	Standort	Standortauswahl	Bau-genehmigung	Beginn Endlagerbetrieb	Betreiber	Aufsicht
Schweden	Forsmark	2009	2022	ca. 2030	SKB	SSM
Finnland	Olkiluoto	2001	2015	nach 2022	Posiva Oy	STUK
Kanada	Ignace	2024	bis 20233	ca. 2043	NMWO	CNSC
Rep. Korea	offen	k. A.		2060	KHNP	NCS/KINS
Tschechien	4 Kandidaten	2025	bis 2050	2050	SÚARO	SÚJB

**Tabelle 2: Übersicht über Behälterkonzepte und Umweltbedingungen für ausgewählte Endlagerkonzepte im Kristallin (aus (Abdelouas et al. 2022) und \*: (Hausmannová et al. 2023)).**

WMO	Behälter-Konzept	Lebenszeit (a)	Trocken-dichte Buffer (g/cm³)		T Max. Behälter (°C)	Zeit bis Nahfeldsättigung (a)	Maximale Oberflächen ODL (Gy/hr)	Erwartete mechanische Last (MPa)
			Behälter	Konzept				
SKB (Schweden)	Cu-ummanteltes Eisen	>10 <sup>6</sup>	1,6	95	10' bis einige 1000	0,2	15 50 (glazial)	
POSIVA (Finnland)	Cu-ummanteltes Eisen	>10 <sup>6</sup>	1,55	95	10' bis einige 1000	0,3	14 50 (glazial)	
SURAO (Tschechien)	Karbon-stahl	>10 <sup>6</sup> *	1,4	95	100	0,3	20	
NMWO (Kanada)	Cu-be-schich-tetes Eisen	>10 <sup>6</sup>	1,6	85	50-5.000 (Wirtschaftsge-steinsab-hängig)	0,8	15 45 (glazial)	

## 2.1 Schweden und Finnland

Finnland und Schweden nutzen aufgrund vergleichbarer geologischer Gegebenheiten kristallines Wirtsgestein. Beide skandinavischen Staaten, bzw. deren *Nuclear Waste Management Organisationen* (SKB und POSIVA OY), haben daher ein Endlager-Konzept in enger Abstimmung miteinander entwickelt. Im Weiteren wird daher der Sachstand zum Behälterkonzept in Schweden und Finnland stellvertretend am Beispiel Schwedens dargestellt.

Das Behälterkonzept für das schwedische Endlagerprojekt in kristallinem Wirtsgestein wird im Wesentlichen in (SKB 2011) beschrieben. Unter anderem (Faß et al. 2017), (Fischer-Appelt et al. 2017), (Eckel et al. 2019), (Bollingerfehr et al. 2020) und (Herold et al. 2020) fassen das schwedische Endlager- und Behälterkonzept, basierend u. a. auf den oben angeführten Quellen, wie folgt zusammen.

Für das geplante schwedische Endlager ist der Standort Forsmark vorgesehen. In einen metamorph überprägten, ca. zwei Milliarden Jahre alten, granitischen Wirtsgestein (Kristallingestein) sollen in einer Einlagerungsteufe von ca. 460 bis 470 m abgebrannte Brennelemente ( $UO_2$ ) aus schwedischen Siedewasser- (SWR) und Druckwasserreaktoren (DWR), sowie kleinere Mengen Mischoxid-Brennelemente

(MOX) und anderer Oxidarten aus der Frühphase des schwedischen Nuklearprogramms (SKB 2011), endgelagert werden. In Finnland kommen zudem noch Brennelemente wassermoderierter Druckwasserreaktoren (WWER) hinzu. Die verschiedenen Inventare führen dazu, dass die Behälter bezgl. Beladungsgeometrie und Länge variieren (Bollingerfehr et al. 2020).

Das weit entwickelte schwedische (und finnische) Endlagerkonzept wird konzeptionell bereits von anderen Staaten als Grundlage für eigene Endlagerprojekte herangezogen (z. B. Tschechien, Slowakei, Kanada, Republik Korea aber auch Taiwan, Litauen, Ungarn) (Bollingerfehr et al. 2020).

Für die Endlagerung haben Schweden und Finnland die sog. KBS-3 (KärnBränsleSäkerhet – Nuclear Fuel Safety) Methode entwickelt (Abbildung 1). Der Kernbrennstoff wird dabei in mehrere Sicherheitsbarrieren eingefasst. Als erste Barriere wird hierbei die Brennstoffhülle angesehen, gefolgt von der gasdichten Einkapselung in einen mit Kupfer ummantelten Behälter aus Gussstahl. Der Behälter wird dann in einem ca. 7 m tiefen, vertikalen Einlagerungsbohrloch in einer Einlagerungstiefe von ca. 500 m Tiefe mit einer Barriere aus Bentonit umgeben. Ebenfalls mit Bentonit und einem Streckenendverschluss aus Beton werden die Zugangsstrecken der Einlagerungsbohrlöcher abgedichtet (Abbildung 1). Aufgabe des Barrierensystems ist es, die im Kernbrennstoff enthaltenen Radionuklide zurückzuhalten und von der Umwelt zu isolieren.

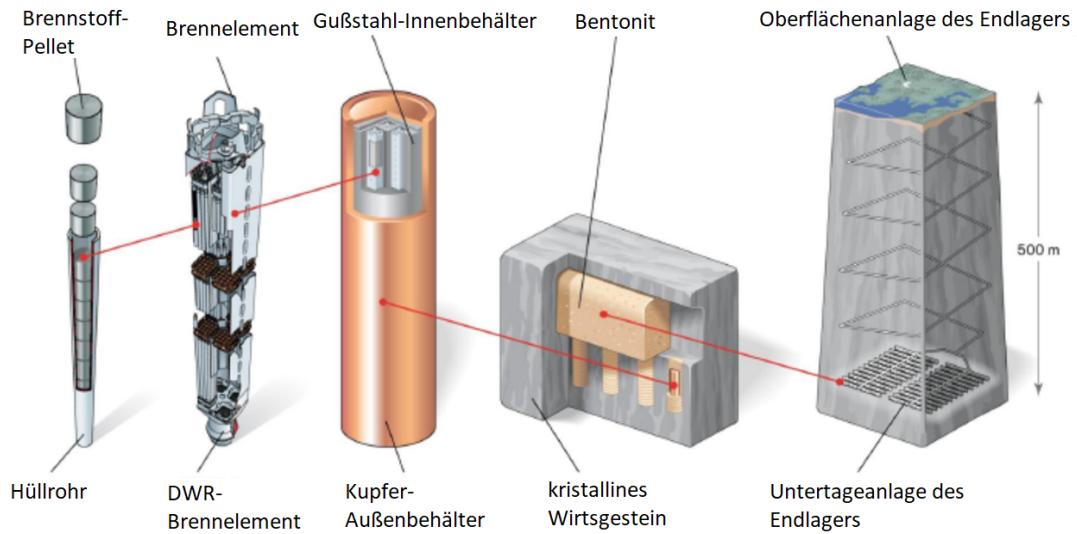


Abbildung 1: KBS-3 Konzept, verändert nach (SKB 2011).

Der Behälter selber ist in der Standard-Ausführung mit einer Außenlänge von 4,835 m und einem Außendurchmesser von 1,050 m konzipiert (Abbildung 2) und

besteht aus einem Innenbehälter aus Gussstahl sowie einem Außenbehälter aus Kupfer mit einer Wandstärke von 5 cm (Abbildung 3) (SKB 2011).

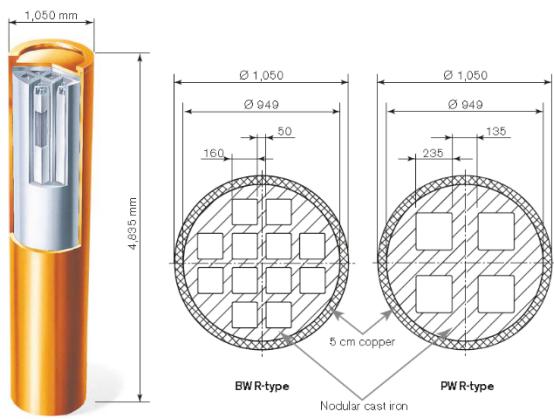


Abbildung 2: Schnitt und Maße KBS-3 Behälter für SWR und DWR Brennelemente (SKB 2011).



Abbildung 3: KBS-3 Demonstrationsbehälter mit Gußstahl-Innenbehälter, Außenbehälter aus Kupfer, Innen- und Außendeckel und Brennelemente Modell (SKB (2011)).



Abbildung 4: KBS-3 Behälter, gefertigte Test- und Probekörper (Andersson 1998).

Im innenliegenden Gussstahl-Behälter können im schwedischen Konzept entweder 12 Brennelemente aus Siedewasserreaktoren bzw. vier Brennelemente aus Druckwasserreaktoren aufgenommen werden (Abbildung 1 - 4). Verschlossen wird der Innenbehälter mit einem verschraubbaren Deckel. Die Deckel an der Unter- und Oberseite werden gasdicht mit der Kupferumhüllung verschweißt.

Der im vertikalen Bohrloch eingestellte Endlagerbehälter wird, als weitere Barriere, durch einen Buffer aus Bentonit umgeben (Abbildung 5). Diese Bentonitbarriere

dient in erster Linie dazu, den Endlagerbehälter vor Wassereintritt zu schützen. Eine mögliche sulfidinduzierte Korrosion unter reduzierenden Bedingungen des Behälters soll ebenfalls durch den Bentonit-Buffer unterbunden werden, indem ungünstige Bedingungen für sulfatreduzierende Bakterien erzeugt werden. Nach Berechnungen von SKB (King & Kolář 2019) wird die Korrosionstiefe mit weniger als 10 µm nach 1 Millionen Jahre vorhergesagt. Zudem soll der Buffer den Endlagerbehälter in seiner Lage halten und (erdbebenbedingte) Scherbewegungen und isostatische Lasten abfedern (SKB 2011).

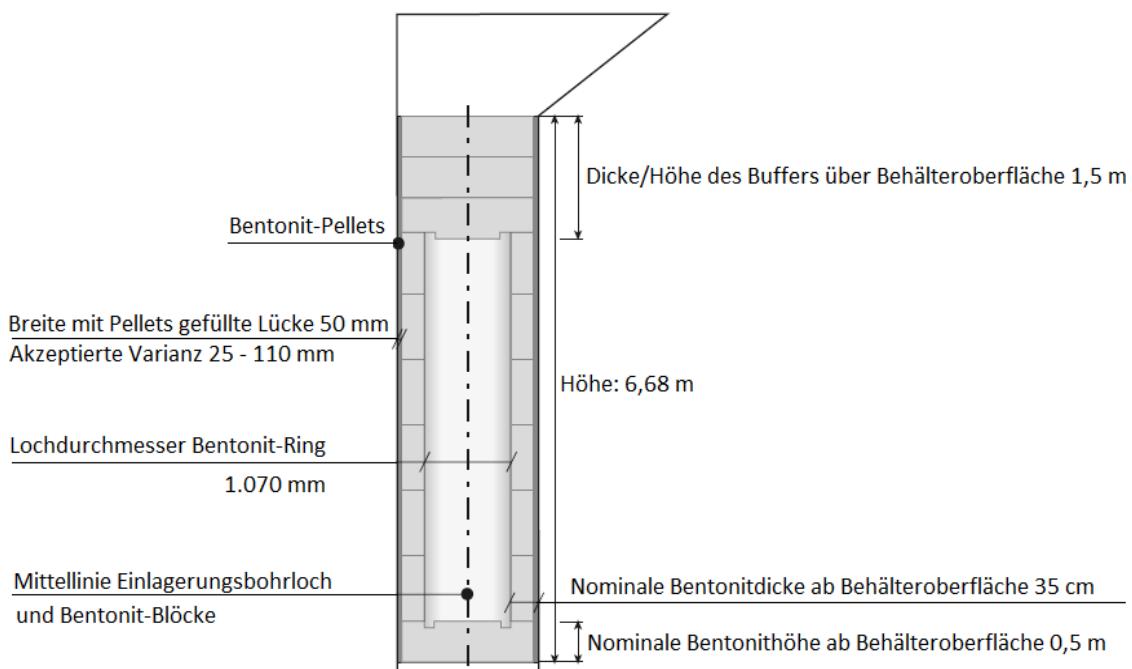


Abbildung 5: Komponenten der den KBS-3 Endlagerbehälter umgebenden Bentonit-Barriere (Buffer), verändert nach (SKB 2011)

Nach einer natürlichen Aufsättigung mit Wasser soll der Buffer durch Quellen eine Dichte zwischen 1,950 kg/m<sup>3</sup> und 2,305 kg/m<sup>3</sup> erreichen um die geforderten Schutzfunktionen für den Behälter auszuüben (SKB 2011). Typische Quelldrücke liegen hierbei zwischen 4 und 8 MPa (Zha et al. 2013). Es können hydraulische Leitfähigkeiten im Bereich von 10<sup>-12</sup> m/s erreicht werden.

Der Behälter stellt im KBS-3 Konzept die Hauptbarriere zur Rückhaltung der in den radioaktiven Abfällen enthaltenen Radionuklide dar. An den Behälter werden daher Sicherheitsanforderungen gestellt, die durch die folgenden Prozesse gefährdet werden können:

- Unzulässig hohe Korrosion der Kupferhülle der Endlagerbehälter

- Unzulässig hohe isostatische Belastung
- Unzulässig hohe Einflüsse von Scherkräften auf die Behälter.

SKB hat für sein Endlagerkonzept ein systematisches Konzept für Sicherheitsfunktionen entwickelt (SKB 2011). Für den Endlagerbehälter wird von drei primären Sicherheitsfunktionen ausgegangen, die sich direkt auf das Einschlussvermögen der Behälter beziehen. Ausgehend von den Risiken für die funktionierende Einschlusswirkung der Behälter werden dem Endlagerbehälter folgende Sicherheitsfunktionen zugeschrieben:

- Ausreichender Korrosionsschutz
- Ausreichender Widerstand gegen isostatische Beanspruchungen
- Ausreichender Widerstand gegen Scherbeanspruchungen.

Die übrigen Endlagerkomponenten, insbesondere Buffer, Versatz (Backfill) und auch die Geosphäre, sollen im Wesentlichen dafür sorgen, dass behälterschädigende Einflüsse abgewehrt werden.

**Tabelle 3:** Rahmenparameter der KBS-3 Endlagerbehälter. Tabelle nach (Herold et al. 2020) mit Daten von (SKB 2010), (Raiko 2013), (Heikki et al. 2010). B: von (Herold et al. 2020) aus weiteren Angaben berechnet.

		Staat				
		Schweden		Finnland		
Typ	12 SWR	4 DWR	12 WWER	12 SWR	4 DWR	
	2,1 <sup>B</sup>	1,86 <sup>B</sup>	1,4	2,2	2,1	
Innenbehälter (Stahl)	Wärmeleistung [W]	≤ 1.700		1.370	1.700	1.800
	Boden [mm]	60	80	70	60	85
	Durchmesser [mm]	949 (außen)				
	Wandstärke [mm]	50		46	33	50
	Innenlänge [mm]	4.463	4.443	3.245	4.450	4.900
	Außenlänge [mm]	4.573		3.315	4.515	4.985
Kupferhülle	Boden [mm]	50				
	Deckel [mm]	50				

Durchmesser [mm]	1.050 (außen)			
Wandstärke [mm]	49 (nominell 50)			
Gesamtlänge [mm]	4.835	3.552	4.752	5.223
Behälter Leermasse [Mg]	≤ 24,7	≤ 27,6	14,2 <sup>B</sup>	20,9 <sup>B</sup>

## 2.2 Kanada

Im kanadischen Programm für die Endlagerung abgebrannter Brennelemente vom Typ CANDU wird derzeit das sog. UFC Mark II Konzept verfolgt (u. a. (NWMO 2017), (Chen et al. 2018), (Herold et al. 2020)). UFC steht hierbei für *Used Fuel Container*. Der UFC Mark II Behälter besteht aus einem zylindrischen Behälter aus Karbonstahl (Wandstärke 46,2 mm) und wird an den Enden mit zwei halbkugelförmigen Endstücken (Wandstärke 30 mm) verschweißt (Abbildung 6). Zum Korrosionsschutz wird im Kaltsprühverfahren eine 3 mm starke Schicht elementaren Kupfers aufgetragen. In (Herold et al. 2020) wird beschrieben, dass aus Abschätzungen der Korrosionsraten im kanadischen Wirtsgestein ein Kupferabtrag von ca. 0,4 mm / 100.000 a abgeleitet werden kann. Nach (Kremer 2017) beläuft sich der Abtrag auf ca. 1,3 mm in 1 Mio Jahren.

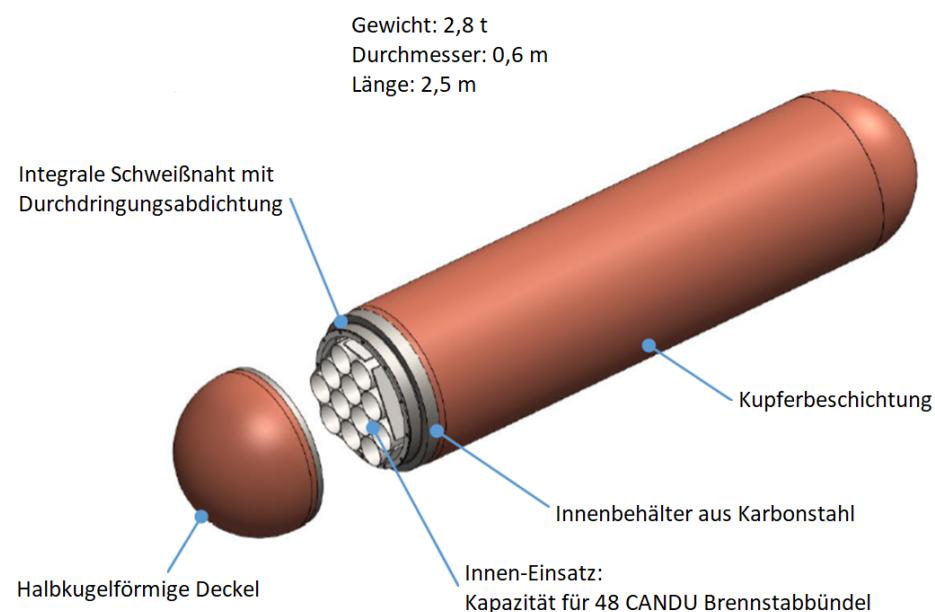


Abbildung 6: Schemazeichnung des kanadischen UFC-II Behälterkonzeptes, verändert nach (Chen et al. 2018).

Der UFC-II Behälter soll nach dem MARK-II Konzept im Endlager in Einlagerungskammern in ca. 500 m Tiefe horizontal in einer sog. „buffer box“ aus hochkompaktiertem Bentonit, die mit einer 1 mm starken Stahlhülle umgeben ist, eingelagert werden (NWMO 2017). Die „buffer box“ dient hierbei sowohl als Abschirmung, als auch zum mechanischen Schutz des UFC-II. Die Boxen werden in der Kammermitte zweilagig gestapelt und mit weiterem Bentonit umgeben (NWMO 2017); (Chen et al. 2018); (Herold et al. 2020).

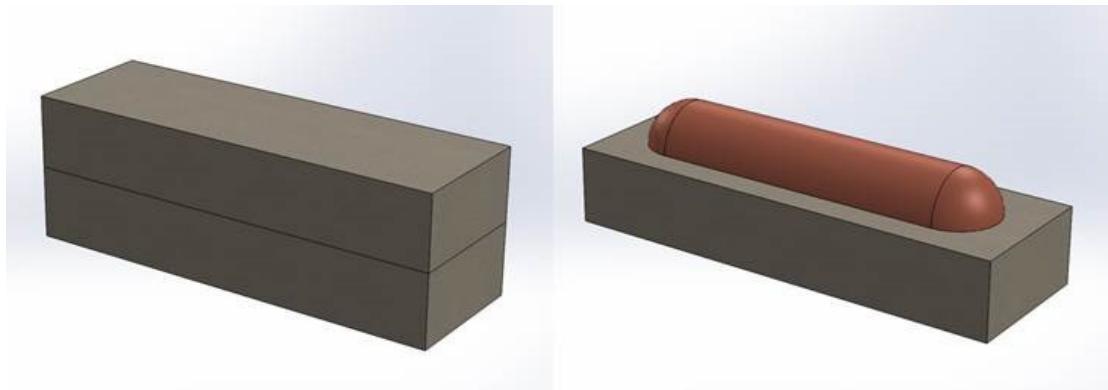


Abbildung 7: UFC-II Behälter in „buffer box“ aus hochkompaktiertem Bentonit. Die „buffer-box“ wird umgeben mit einer 1 mm starken Stahlhülle, nach (NWMO 2017).

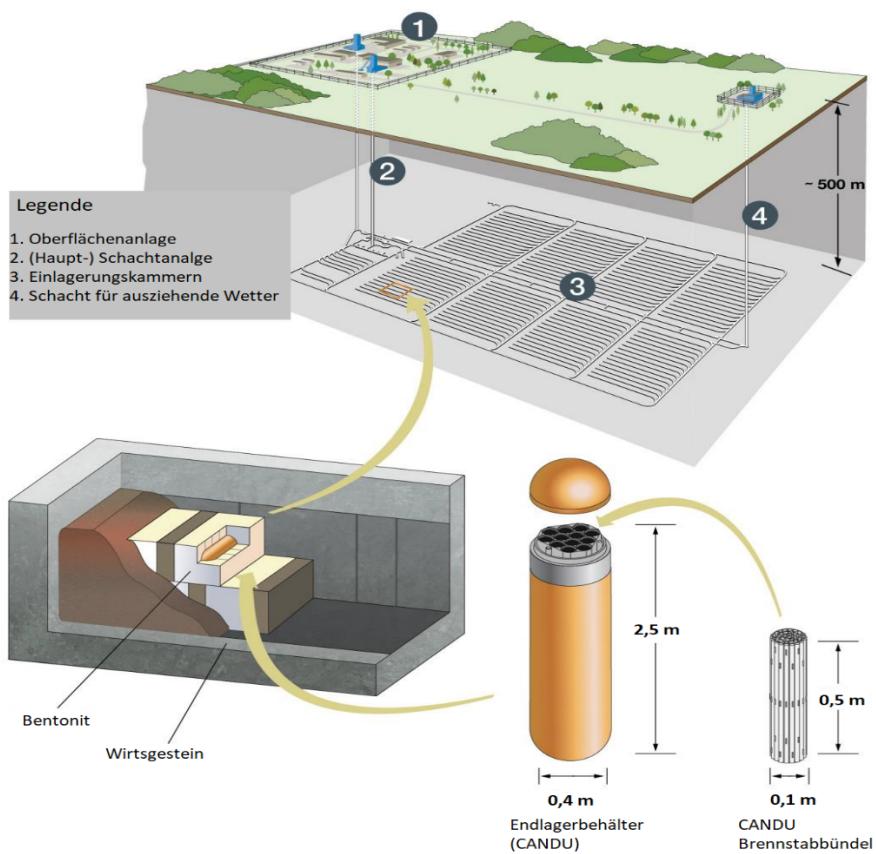


Abbildung 8: Einlagerung der „buffer box“ mit UFC-II Behälter, zweilagig gestapelt in der Kammermitte, verändert nach (Chen et al. 2018).

Tabelle 4: Rahmenparameter des kanadischen Endlagerbehälters UFC-II. Tabelle nach (Herold et al. 2020) mit Daten von (Gobien et al. 2016).

UFC-II		
Inventar	Massen [tSM]	0,924
	Wärmeleistung [W]	169
Innenbehälter	Material	SA-106 gr. C
	Durchmesser [mm]	556
Kupferhülle	Wandstärke [mm]	46,2
	Länge [mm]	2.500
Behälter	Material	Kupfer
	Durchmesser [mm]	562
	Wandstärke [mm]	3
	Länge [mm]	~2.506
Behälter	Massen brutto [Mg]	2,7

## 2.3 Tschechische Republik

Im tschechischen Endlagerkonzept sind derzeit noch vier mögliche Standorte im Auswahlprozess (SÚJB 2020). Tschechien fokussiert hierbei auf die in der Geologie des Landes überwiegend vorkommenden variszisch metamorph überprägten Kristallingesteine. In (Hausmannová et al. 2023) ist das aktuelle technische Design des tschechischen Endlagerkonzept beschrieben (s. auch dortige weiterführende Referenzen). Hiernach basiert das technische Endlager-Konzept konzeptuell auf dem skandinavischen KBS-3 Konzept mit einem angepassten Behälterkonzept und Einlagerung in vertikalen Bohrlöchern. Der Außenbehälter soll aus Kohlenstoff-Stahl gefertigt werden und einen Innenbehälter aus rostfreiem Stahl (stainless steel) umschließen. Als Auslegungslife für die Behälter werden 1 Mio Jahre angegeben, bei einer maximalen Oberflächentemperatur von 95°C und einem Auslegungsdruck von bis zu 20 MPa. Analog zu KBS-3 sollen die Endlagerbehälter mit kompaktierten Bentonitringen umgeben werden. Hierfür soll tschechischer Ca-Mg Bentonit verwendet werden.

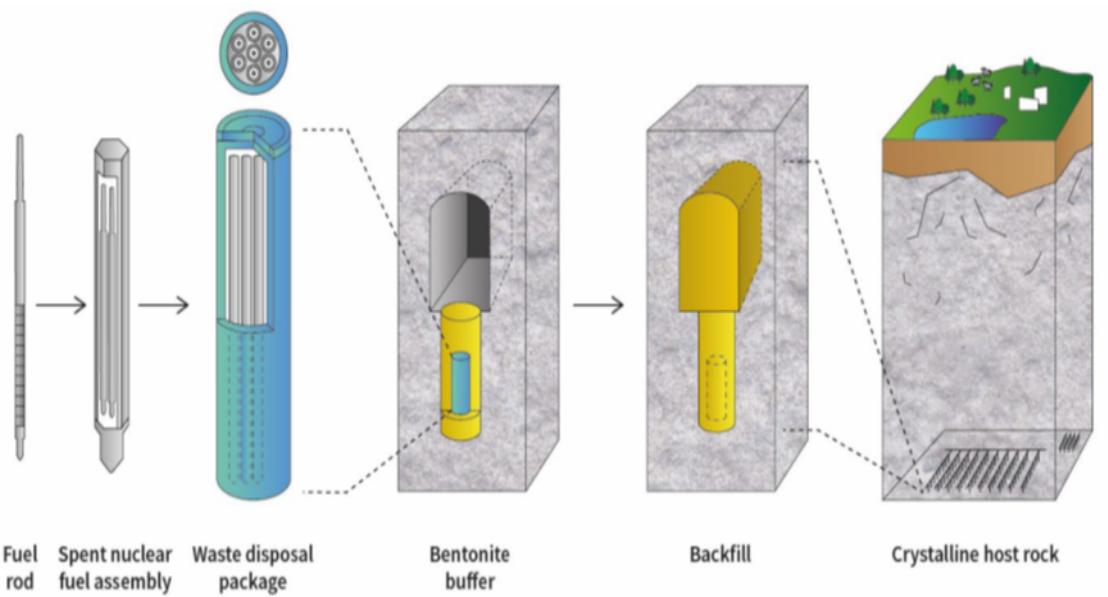


Abbildung 9: Visualisierung des auf KBS-3 basierendem tschechischen Endlagerkonzept (Hausmannová et al. 2023).

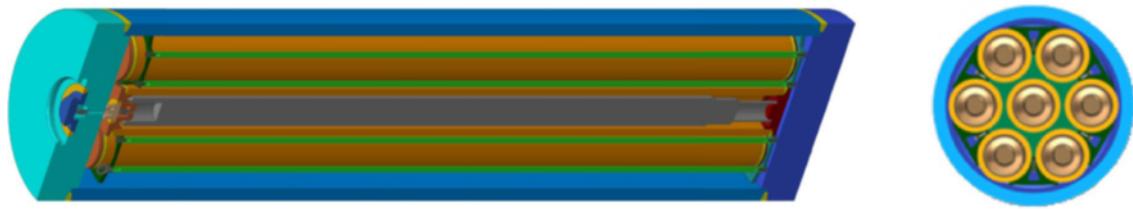


Abbildung 10: Modell Endlagerbehälter ŠKODA 440/7 (Forman et al. 2021).

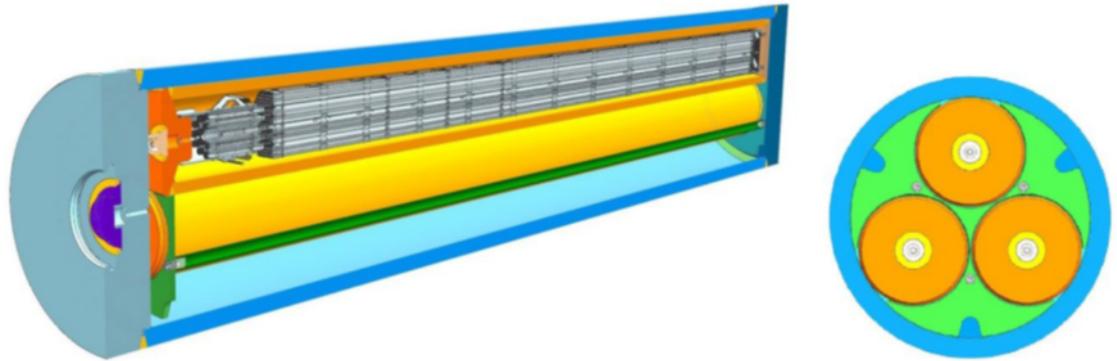


Abbildung 11: Modell Endlagerbehälter ŠKODA 1000/3 (Forman et al. 2021).

Tabelle 5: Behälterkonzepte für tschechische Endlagerbehälter für die jeweiligen einzulagern- den Leistungsreaktorbrennelementtypen nach (Hausmannová et al. 2023).

	WWER-440	WWER-1000	neu DWR
Anzahl Behälter	3.100	1.800	2.700
Höhe [mm]	3.790	5.205	n.n.
Durchmesser [mm]	914	914	n.n.
Anzahl Brennelemente	7	3	n.n.
Gewicht (Behälter + Brennelemente) [kg]	17.379	12.135	n.n.

## 2.4 Republik Korea

In der Republik Korea wird seit 1997 das generische *Koreanische Referenz-Entsorgungssystem* (KRS) erarbeitet (Herold et al. 2020). Aufgrund der geologischen Situation konzentriert sich das KRS-Konzept auf kristalline (Granit) Gesteinsformationen. Eine Standortentscheidung steht noch aus. Die Einlagerung soll jedoch in einer Tiefe von ca. 500 m in granitischem Gestein erfolgen. Analog zum skandinavischen KBS-3 Konzept sollen die Behälter in vertikalen Bohrlöchern entlang der Einlagerungsstrecken eingelagert werden und mit einem Buffer aus Bentonit umgeben werden (Choi et al. 2013); (Kwon et al. 2013), (Abbildung 13). Der sichere Einschluss soll für einen Zeitraum von 10.000 Jahren quantitativ nachgewiesen werden können (NWTRB 2016).

Als Endlagerbehälter wird, ähnlich dem KBS-3 Behälter der *Korean reference spent fuel Disposal Canister* entwickelt (Herold et al. 2020) (Abbildung 12). Anforderungen an den Behälter sind z. B. in (Cho et al. 2007) beschrieben (Herold et al. 2020). Dieser besteht aus einem Innenbehälter aus Gusseisen oder Stahl. Die minimale Wanddicke des Innenbehälters beträgt 50 mm und sorgt für die Abschirmung sowie mechanische Stabilität. Die Außenhülle soll aus 50 mm korrosionsbeständigem Kupfer bestehen. Zum Schutz des Bentonits soll die Behälteraußentemperatur  $< 100^{\circ}\text{C}$  bleiben und die der Hüllrohre im Behälter  $< 200^{\circ}\text{C}$ . Zur Begrenzung der Korrosion soll die maximale Dosisleistung an der Behälteroberfläche  $< 0,5 \text{ Gy/h}$  bleiben. Der Behälter soll einem hydrostatischen Druck von 5 MPa sowie einem Bentonit-Schwelldruck von 10 MPa widerstehen. Der Behälterdurchmesser beträgt 1,02 m und abhängig von der Art des einzulagernden Inventars beträgt seinen Länge zwischen 4,78 m und 4,83 m (Lee et al. 2007).

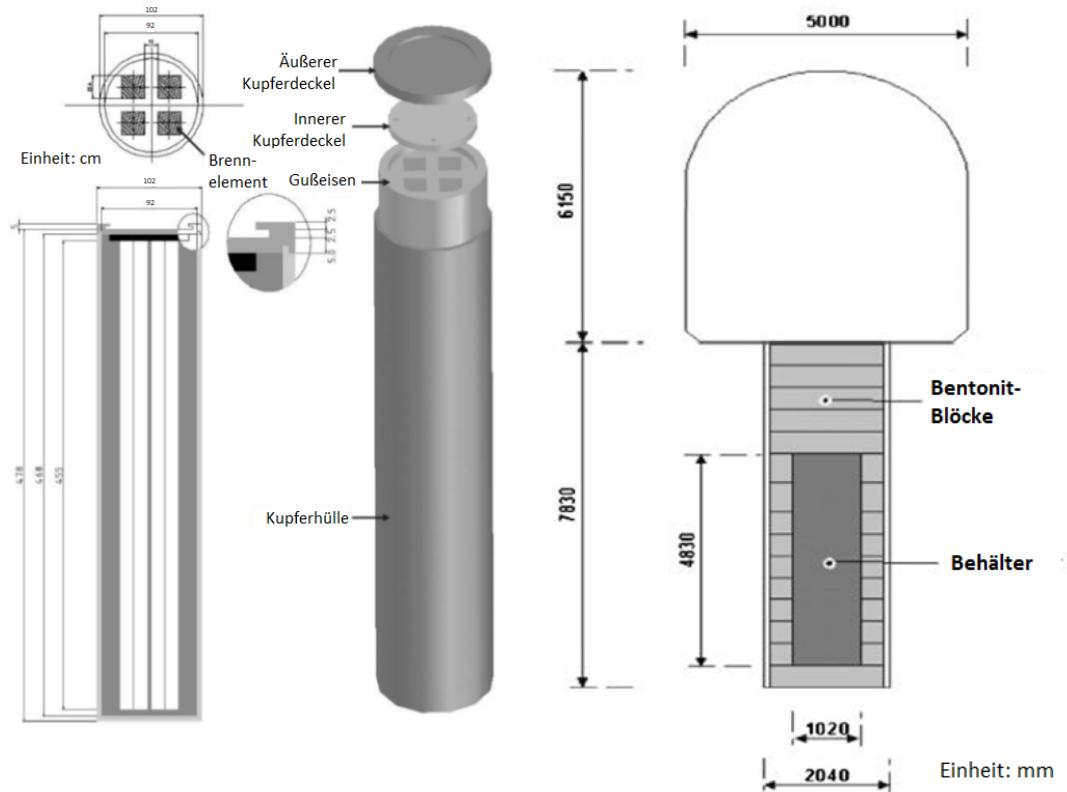


Abbildung 12: Koreanischer KDC-1 Referenzbehälter, verändert nach (Cho et al. 2007).

Abbildung 13: Vertikales Einlagerungskonzept des koreanischen KDC-1 Referenzbehälters, verändert nach (Cho et al. 2007).

Für in Korea ebenfalls verwendete CANDU-Brennstoffbündel wurde eine mittlerweile weiterentwickelte KDC-CANDU Behältervariante (A-KDC-CANDU) konzipiert (Abbildung 14). Die A-KDC-CANDU Variante zeichnet sich durch eine dünnere Kupferschicht (10 mm) aus, die im Kaltsprühverfahren aufgetragen werden soll (Herrold et al. 2020).

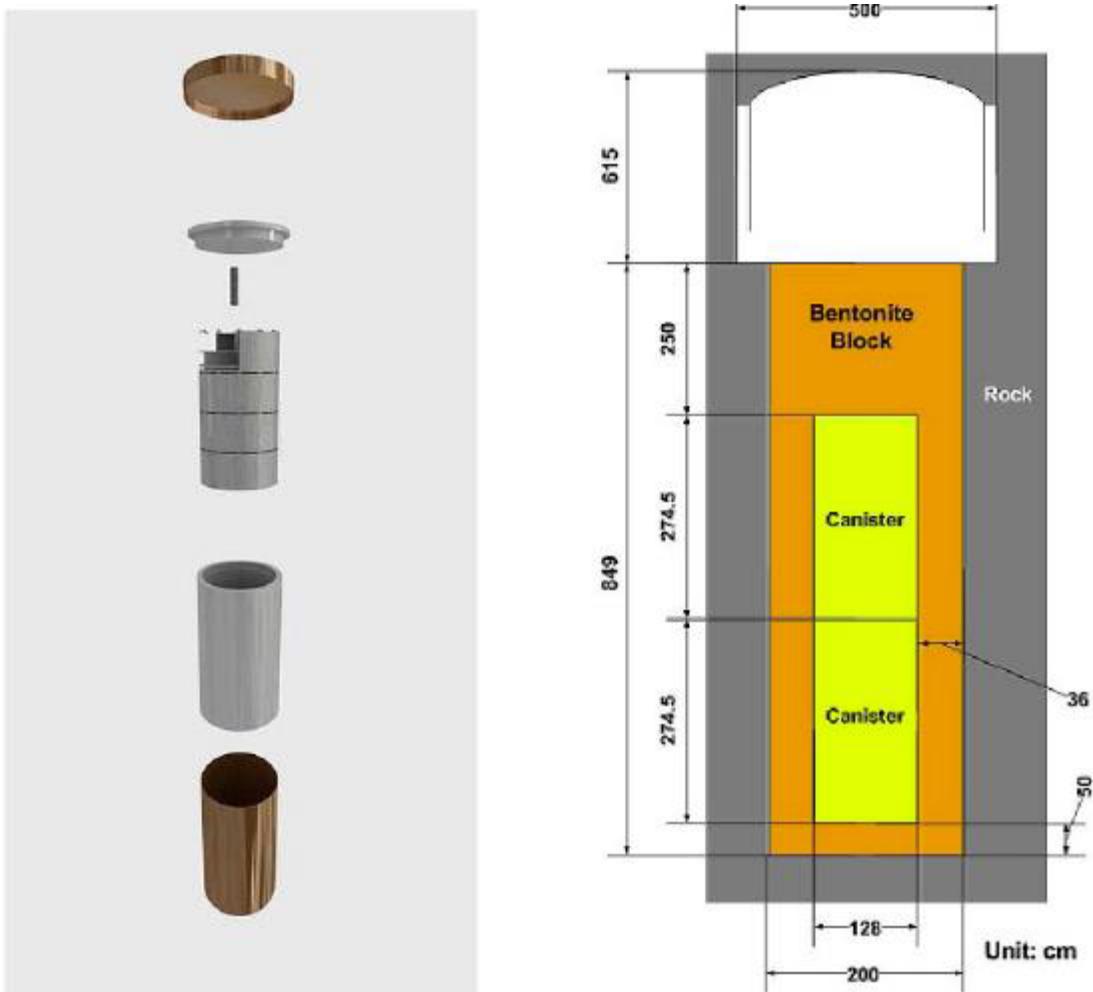


Abbildung 14: A-KDC-CANDU Behälterkonzept (Choi et al. 2013).

Alternativ zur direkten Endlagerung wird in der Republik Korea (wie auch in den Vereinigten Staaten, Japan und Indien) die Methode der Pyroprozessierung zur Abfallvolumenreduzierung untersucht (Herold et al. 2020). Die daraus hervorgehenden endzulagernden Abfälle (Seltenerdmetalle, Transurane und Spaltprodukte) werden in einer keramischen Monazitmatrixt immobilisiert. Für sie wurde ein auf dem KRS-Konzept aufbauendes Behälterkonzept entwickelt. Die keramischen Abfälle werden in zylindrische, aus austenitischem Edelstahl gefertigte Lagergefäß (Abbildung 15) verpackt und in einen zweiteiligen Überbehälter eingestellt. Der Überbehälter besteht, analog zum KDC-1 Behälter, aus Gusseisen mit einen ca. 10 mm dicken Kupferschicht, die im Kaltsprühverfahren aufgetragen wird. Die Lebensdauer der Kupferschicht ist auf 10.000 Jahre bemessen. Ein Lagergefäß umfasst zwei Keramikblöcke. In einen Überbehälter können 14 Lagergefäß abgepackt werden. Das Wärmeinventar eines gefüllten Überbehälters beträgt ca. 600 W. Die maximale Temperatur ist für fünf Jahre nach der Einlagerung berechnet. Durch die Variation von Behälter-, oder Bohrlochabständen soll die Einhaltung des Temperaturkriteriums von max. 100 °C an der Behälteroberfläche gewährleistet werden

(Herold et al. 2020); (Choi et al. 2011)). Die Rahmenparameter der koreanischen Behälterkonzepte sind in Tabelle 6 dargestellt.

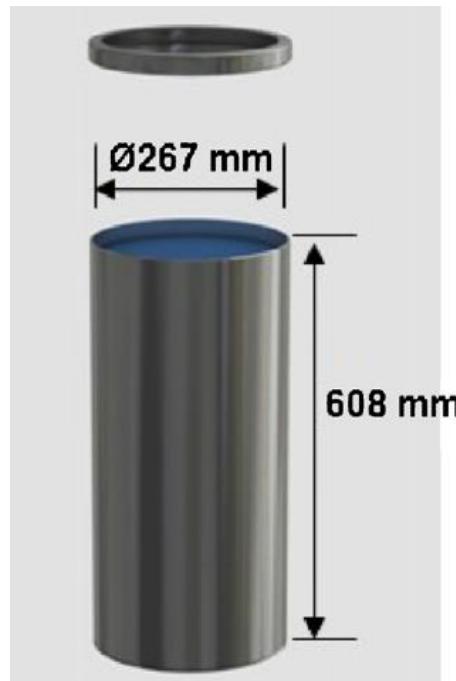


Abbildung 15: Lagergefäß aus austenitischem Edelstahl für keramische HLW-Abfälle aus der Pyroprozessierung (Choi et al. 2011).

Tabelle 6: Behälterkonzepte der Republik Korea, verändert nach (Herold et al. 2020) mit Daten von (Cho et al. 2007), (Choi et al. 2011) und (Choi et al. 2013).

Behälterkonzepte Republik Korea	A- KDC- CANDU KDC- CANDU HLW-Überbehälter				
	KDC-1	CANDU	CANDU	HLW-Überbehälter	
BE/Behälter	4	297	240	14	
D(Cu) [cm]	5	5	1	1	
Durchmesser außen [cm]	102	102	128	103,5	
Höhe [cm]	483	483	274,5	172,5	
Einlagerung	verti- kal	verti- kal	verti- kal	vertikal	horizontal
Behälter/Bohrloch	1	1	2	2	4
Positionsabstand [m]	5,34	4	5	4	8
Streckenabstand [m]	40	40	40	40	25

### **3 Auswertung von Vor- und Nachteilen der Behälterkonzepte für kristallines Wirtsgestein, bezogen auf die Übertragbarkeit auf die in Deutschland geltenden Anforderungen**

#### **3.1 Anforderungen an Behälter**

Die grundlegenden Anforderungen an Behälterkonzepte für die Endlagerung von hochradioaktiven Abfällen in tiefen geologischen Formationen ergeben sich zunächst aus den grundlegenden Sicherheitsprinzipien und Sicherheitszielen, die sich wiederum u. a. aus internationalen Regelwerken und Empfehlungen der IAEA, der ICRP oder der WENRA, wie z. B. „Fundamental Safety Principles“ (IAEA 2006), „Specific Safety Requirements – Disposal of Radioactive Waste“ (IAEA 2011), „Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste“ (Weiss et al. 2013) oder „Radioactive Waste Disposal Facilities Safety Reference Levels“ (WGWD 2014) ableiten lassen. In Deutschland sind diese Anforderungen in der „Verordnung über Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle (Endlagersicherheitsanforderungsverordnung - EndlSiAnfV)“ (EndlSiAnfV 2020) umgesetzt.

Grundlegende Anforderungen, die von den Behälterkonzepten im Kristallin (ohne ewG) für Deutschland daher zu erfüllen sind, sind demnach folgende:

##### **Sicherer Einschluss der radioaktiven Abfälle (§ 4, EndlSiAnfV)**

- (1) Die einzulagernden radioaktiven Abfälle sind im Endlagersystem mit dem Ziel zu konzentrieren und sicher einzuschließen, die darin enthaltenen Radionuklide mindestens im Bewertungszeitraum [1 Mio a] von der Biosphäre fernzuhalten.
- (2) Das vorgesehene Endlagersystem hat den sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle passiv und wartungsfrei durch ein robustes, gestaffeltes System verschiedener Barrieren mit unterschiedlichen Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten.
- (3) Die wesentlichen Barrieren zum Erreichen des sicheren Einschlusses der radioaktiven Abfälle sind (...)  
2. im Fall des Wirtsgesteins Kristallingestein, sofern kein einschlusswirksamer Gebirgsbereich ausgewiesen werden kann, für die jeweilige geologische Umgebung geeignete technische und geotechnische Barrieren.

- (4) Der sichere Einschluss muss innerhalb der wesentlichen Barrieren nach Absatz 3 so erfolgen, dass die Radionuklide aus den radioaktiven Abfällen weitestgehend am Ort ihrer ursprünglichen Einlagerung verbleiben.
- (5) Für die zu erwartenden Entwicklungen ist zu prüfen und darzustellen, dass im Bewertungszeitraum
  1. insgesamt höchstens ein Anteil von  $10^{-4}$  und
  2. jährlich höchstens ein Anteil von  $10^{-9}$  sowohl der Masse als auch der Anzahl der Atome aller ursprünglich eingelagerten Radionuklide aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren ausgetragen wird. In diesen Anteilen sind auch radioaktive Zerfallsprodukte der ursprünglich eingelagerten Radionuklide zu berücksichtigen.

#### **Integrität und Robustheit der technischen und geotechnischen Barrieren als wesentliche Barrieren (§ 6 EndlSiAnfV)**

- (1) [Für Kristallingestein ohne ewG] ist für die zu erwartenden Entwicklungen im Bewertungszeitraum die Integrität des Systems der wesentlichen technischen und geotechnischen Barrieren zu prüfen und darzustellen und seine Robustheit zu begründen. [...] Es ist zu prüfen und darzustellen, dass diese Eigenschaften mindestens in dem Zeitraum erhalten bleiben, in dem sie nach dem Sicherheitskonzept erforderlich sind [1 Mio a].
- (2) Hinsichtlich der Integrität des Systems der wesentlichen technischen und geotechnischen Barrieren ist zu prüfen und darzustellen, dass die Sicherheitsfunktionen der wesentlichen technischen und geotechnischen Barrieren nicht erheblich beeinträchtigt werden durch
  1. die im Einlagerungsbereich möglicherweise ablaufenden hydraulischen, chemischen und physikalischen Prozesse, insbesondere Korrosion und Erosion,
  2. im umgebenden Gebirge auftretende Spannungen, Drücke und mögliche Gebirgsbewegungen und
  3. die Temperaturentwicklung.
- (3) Bei der Prüfung und Darstellung sind die geologische und hydrogeologische Umgebung, die Eigenschaften der weiteren Barrieren des Endlagersystems sowie die Eigenschaften der einzulagernden Abfälle zu berücksichtigen.
- (4) Die für die Langzeitsicherheit erforderlichen Eigenschaften der wesentlichen technischen und geotechnischen Barrieren sind im Sicherheitskonzept zu spezifizieren. Es ist zu prüfen und darzustellen, dass die Herstellung

und Errichtung der Barrieren nach diesen Spezifikationen in der erforderlichen Anzahl qualitätsgesichert möglich sind. Die vorgesehene Qualitätssicherung muss dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Die Herstellung und Errichtung der Barrieren muss unter realistischen Bedingungen erfolgreich erprobt sein. Ihre Funktion unter diesen Bedingungen ist zu prüfen und darzustellen.

### **Kritikalitätsausschluss (§ 8)**

- (1) Es ist zu prüfen und darzustellen, dass sich selbst tragende Kettenreaktionen während des Betriebs und der Stilllegung des Endlagers sowie für die zu erwartenden und die abweichenden Entwicklungen im Bewertungszeitraum ausgeschlossen sind.

### **Rückholbarkeit eingelagerter Endlagergebinde (§ 13)**

- (1) Endlagergebinde, die in das Endlager eingelagert wurden, müssen bis zum Beginn der Stilllegung des Endlagers rückholbar sein.

### **Ermöglichung einer Bergung (§ 14)**

- (1) Es sind ausreichende Vorkehrungen dafür zu treffen, dass eine Bergung der eingelagerten Endlagergebinde während der Stilllegung und für einen Zeitraum von 500 Jahren nach dem vorgesehenen Verschluss des Endlagers möglich ist.
- (2) Die Vorkehrungen sind ausreichend, wenn
  1. für die zu erwartenden Entwicklungen des Endlagersystems die eingelagerten Endlagergebinde für einen Zeitraum von 500 Jahren nach dem vorgesehenen Verschluss des Endlagers a) individuell aufgefunden und identifiziert werden können, b) mechanisch so stabil sind, dass eine Handhabung ganzer Endlagergebinde möglich ist, und c) bei ihrer Handhabung keine Freisetzung von radioaktiven Aerosolen erwarten lassen.

### **Endlagerfähigkeit von Abfallgebinden (§ 18)**

- (1) Es dürfen nur solche Endlagergebinde in das Endlagerbergwerk eingebracht werden, deren Endlagerfähigkeit nach § 3 Absatz 1 Satz 2 der Atomrechtlichen Entsorgungsverordnung festgestellt worden ist.

## **Hinreichende Abschirmung ionisierender Strahlung**

- Eine hinreichende Abschirmung ionisierender Strahlung ist für die Nutzungsphasen (Einlagerung, Rückholbarkeit, Bergbarkeit) der Behälter zu gewährleisten (*Bollingerfehr et al. 2020*). Dies muss jedoch nicht alleine durch den Behälter gewährleistet werden, sondern kann z. B. durch einen Abschirmbehälter (Overpack) oder andere Maßnahmen geschehen. Für Deutschland sind hierbei die Grenzwerte nach StrlSchG und StrlSchV, sowie nach ADR/RID (*ITC 2020*) einzuhalten. Ein ggf. notwendiger Buffer ist ebenfalls während des gesamten Betrachtungszeitraumes (1 Mio a) gegen Schädigung durch ionisierende Strahlung zu schützen (*Bollingerfehr et al. 2020*).

## **Temperaturbegrenzung an der Behälteroberfläche**

Eine Temperaturbegrenzung an der Behälteroberfläche dient zunächst

- der Gewährleistung der Handhabbarkeit der Behälter während der Nutzungsphasen,
- dem Schutz des ggf. notwendigen Buffers über den Betrachtungszeitraum,
- bezüglich der Handhabbarkeit ist gemäß ADR (Straßentransport) / RID (Schienentransport) eine maximale Oberflächentemperatur von 85 °C vorgegeben (*ITC 2020*).

## **3.2 Zusammenfassung Anforderungen an Endlagerbehälter im Kristallin**

Zusammenfassend ergeben sich aus den Sicherheitsanforderungen (EndlSiAnfV) folgende Grundanforderungen an die Behälter, die für die verschiedenen Phasen der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle zu erfüllen sind:

- Sicherer Einschluss des radioaktiven Inventars
- Integrität und Robustheit (Begrenzung von Korrosion und Gasproduktion)
- Kritikalitätsausschluss
- Handhabbarkeit
- Rückholbarkeit

- Bergbarkeit
- Hinreichende Abschirmung ionisierender Strahlung aus Gründen der Betriebssicherheit.
- Temperaturbegrenzung an der Behälteroberfläche

Abhängig davon, ob der letztlich festgelegte Endlagerstandort im kristallinen Wirtsgestein keinen, multiple oder einen überlagernden ewG aufweist, können die Anforderungen an den Endlagerbehälter für die unterschiedlichen Nutzungsphasen unterschiedlich gelten. Dies wurde bereits z. B. von (Jobmann et al. 2016), (Bertrams et al. 2017) oder (ESK 2016) dargestellt. Im Kontext dieses Berichtes wird davon ausgegangen, dass kein ewG ausgewiesen ist.

(Bollingerfehr et al. 2020) fassen diese Anforderungen, bezogen auf die jeweiligen Nutzungsphasen und unter der Abwesenheit eines ewG, wie folgt zusammen (Tabelle 7). Bei kristallinem Wirtsgestein wird die Anforderung „sicherer Einschluss“ im Wesentlichen durch die Barrieren Behälter und Buffer erfüllt. In diesem Falle gewährleistet also die Erfüllung der Behälter-Anforderung „Integrität und Robustheit“ die Anforderung „sicherer Einschluss“.

**Tabelle 7:** Grundlegende Anforderungen an Endlagerbehälter im Wirtsgestein Kristallin (angepasst und verändert, basierend auf (Bollingerfehr et al. 2020)).

Anforderung	Nutzungsphase			
	Betriebs- phase	Rückholbar- keit	Bergbar- keit	Nachbe- triebs- phase
<i>Sicherer Einschluss</i>	uneingeschränkt zu gewährleisten			
<i>Integrität und Robustheit</i>	uneingeschränkt zu gewährleisten*			
<i>Kritikalitätsausschluss</i>	für die reaktivste Anordnung des Kernbrennstoffs uneingeschränkt zu gewährleisten			
<i>Handhabbarkeit</i>	hinreichend zu gewährleisten			
<i>Abschirmung ionisierender Strahlung</i>	hinreichend zu gewährleisten			
<i>Temperaturbeschränkung</i>	hinreichend zu gewährleisten			

\*für den Fall, dass ein ewG nachgewiesen werden kann, nur zwingend bis Ende der Bergbarkeitsphase

### 3.3 Vergleich der grundlegenden Anforderungen in den betrachteten internationalen Behälterkonzepten

Tabelle 8 stellt die grundlegenden Anforderungen der betrachteten Behälterkonzepte dar. Deutliche Unterschiede lassen sich in den Anforderungen an die Behälterstandzeit erkennen. Deutschland weist hier die höchsten Anforderungen an den sicheren Einschluss, bzw. die Integrität der Behälter auf. Grund hierfür ist die gesetzliche Anforderung an den sicheren Einschluss über 1 Millionen Jahre.

**Tabelle 8:** Grundlegende Anforderungen der betrachteten Behälterkonzepte, verändert nach: (Bollingerfehr et al. 2020).

	Sicherer Einschluss/ Integrität	Kritikalitäts- ausschluss	Barrierenschutz	
Land	Behälterstand- zeit [Jahre]	Neutronenmul- tiplikationsfak- tor [ $k_{\text{eff}}$ ]	Gebindeober- flächentem- peratur [°C]	Gebindeober- flächendosis- leistung [Gy/h]
Deutschland	1.000.000	< 0,95 (bis 500 a)  < 0,98 (> 500 a)	≤ 100	nicht spezifi- ziert
Schweden	≥ 100.000	< 0,95	≤ 100	≤ 1
Finnland	≥ 100.000	< 0,95	≤ 100	≤ 1
Kanada	≥ 100.000	< 0,95	≤ 100	≤ 15
Rep. Korea	≥ 10.000	< 0,95	≤ 100	≤ 0,5
Tschechien	≥ 1.000.000	< 0,95	≤ 95	

## **3.4 Übertragbarkeit der betrachteten Behälterkonzepte bezogen auf die in Deutschland geltenden Anforderungen**

Die betrachteten Behälterkonzepte wurden auf die übertragbaren Aspekte hin betrachtet. Wo eine Übertragbarkeit gegeben oder möglich erscheint wird diese in den folgenden Kapiteln beschrieben.

### **3.4.1 Sicherer Einschluss, Integrität des Behälters**

Der Bewertungszeitraum beträgt in Deutschland eine Million Jahre ab dem vorgesehenen Verschluss des Endlagers. Die wesentlichen Barrieren zum Erreichen des sicheren Einschlusses der radioaktiven Abfälle im Endlagersystem (mindestens für diesen Zeitraum) sind im Fall des Wirtsgesteins Kristallingestein, sofern kein ewG ausgewiesen werden kann, die technischen und geotechnischen Barrieren. Diese wesentlichen technischen Barrieren können auch den Endlagerbehälter umfassen. Weiterhin ist der Erhalt der für den sicheren Einschluss relevanten Eigenschaften (Integrität) der technischen und geotechnischen Barrieren als wesentliche Barrieren für mindestens den Bewertungszeitraum zu prüfen und darzustellen.

Für ein Endlagerkonzept ohne ewG, wovon in diesem Bericht ausgegangen wird, übernimmt der Behälter im Zusammenspiel mit anderen technischen und geotechnischen Barrieren die Funktion, eine unzulässige Freisetzung der Radionuklide in die Biosphäre über den gesamten Nachweiszeitraum auszuschließen. In den betrachteten Behälterkonzepten anderer Endlagerprojekte im Kristallingestein (s. Kap. 3.3) wird an die Sicherheitsfunktion des Behälters eine zeitlich deutliche kürzere Anforderung gestellt. Dies stellt eine Herausforderung für die Übertragbarkeit von Konzepten anderer Länder dar, wenn für die zu erwartenden Entwicklungen der sichere Einschluss durch den Behälter nicht für 1 Mio. Jahre gezeigt werden können sollte. Neben der international üblichen Dosisabschätzung müssen in Deutschland aufgrund der geltenden Anforderungen im Regelwerk zum maximalen jährlichen Austrag (Kapitel 3.1, § 4 Abs. 5, Punkt 2. EndSiAnfV) aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren (also beispielsweise inklusive des Buffers) diese Barrieren eine entsprechende Retardation gewährleisten können. Gleichzeitig dürfte auch der in § 4 Abs. 5, Punkt 1. EndSiAnfV maximal zulässige Austrag aus dem Bereich der wesentlichen Barrieren nicht überschritten werden.

- Cu-ummantelter Eisenbehälter (KBS-3 Prinzip)  
Das skandinavische KBS-3 Konzept (s. Kap. 2.1) ist am ehesten mit einem Endlagerkonzept im Kristallingestein ohne ewG zu vergleichen. Als Anforderung an den sicheren Einschluss wird hier eine Behälterstandzeit von  $\geq$

100.000 Jahren gestellt. Für eine Übertragung auf die in Deutschland gelgenden Anforderungen müsste geprüft werden, ob die Eigenschaften der Cu-Ummantelung unter den gegebenen Bedingungen des Endlagerstandortes den sicheren Einschluss über den gesamten Nachweiszeitraum gewährleisten können. Behälterkorrosionsrechnungen des schwedischen Betreibers SKB zeigen, dass ein Korrosionsschutz des Behälters für 1 Millionen Jahre möglich ist (u. a. (King & Kolář 2019), jedoch sind auch hier die standortspezifischen Bedingungen zu berücksichtigen.

- Karbonstahl (tschechisches Konzept)

Bezogen auf die Anforderung „Sicherer Einschluss“ hat das tschechische Behälterkonzept, welches dem KBS-3 Konzept, allerdings ohne Cu-Ummantelung, ähnelt, mit einer Abschätzung von  $\geq 10.000$  Jahren eine um Faktor 100 kürzere Behälterstandzeit als in Deutschland für den sicheren Einschluss ohne ewG notwendig ist. (Herold et al. 2020) kommen zu dem Schluss, dass eine Übertragbarkeit auf eine Endlagerung in kristallinem Wirtsgestein ohne ewG auch bei möglicherweise korrosionsresistenteren Behältervarianten offenbleibt und für diesen Fall dementsprechend geprüft werden müsste.

- Cu-beschichtetes Eisen (UFC-II Prinzip). Für die ohne ewG geltende Anforderung eines Nachweiszeitraumes von 1 Millionen Jahre in Deutschland ist der UFC-II Behälter zwar nicht ausgelegt, jedoch gibt es Berechnungen, die in den zu erwartenden Endlagersystemen, in denen dieser Behältertyp verwendet werden soll, eine längere Standzeit der Behälter nahelegen. Die Übertragbarkeit des kanadischen UFC-II Konzeptes bezüglich des sicheren Einschlusses scheint für ein kristallines Wirtsgestein mit ewG unter bestimmten Bedingungen möglich zu sein, da die Anforderungen an die Behälterstandzeit ebenfalls  $\geq 100.000$  Jahre betragen. Gezeigt werden müsste beispielsweise, dass die geo- und hydrochemischen Bedingungen derart sind, dass sie durch die Auslegung von Bentoniteigenschaften und den Korrosionseigenschaften des beschichteten Behälters abgedeckt sind.

### **3.4.2 Kritikalitätsausschluss**

In Deutschland ist zu prüfen und darzustellen, dass sich selbst tragende Kettenreaktionen während des Betriebs und der Stilllegung des Endlagers sowie für die zu erwartenden und die abweichenden Entwicklungen im Bewertungszeitraum ausgeschlossen sind (§ 8 EndliSiAnfV).

- Für die Cu-ummantelten Eisenbehälter (KBS-3 Prinzip) und Behälter aus Karbonstahl ist der Ausschluss von Kritikalität vor einem Behälterversagen für die gesamte Behälterlebensdauer gefordert und nachgewiesen.
- Cu-beschichtetes Eisen (UFC-II Prinzip)  
Das kanadische endzulagernde Inventar (CANDU-Brennstabbundle) unterscheidet sich deutlich von den in Deutschland endzulagernden Brennstäben. Daher kann für den UFC-II Behältertyp der Kritikalitätsausschluss nicht ohne weiteres übertragen werden und müsste neu evaluiert werden.

### 3.4.3 Handhabbarkeit

Die Anforderung der Handhabbarkeit bezieht sich auf die Phasen des Betriebs, einer möglichen Rückholung oder einer möglichen Bergung. Bezüglich der zulässigen Dosisleistung und der Oberflächentemperatur sind sowohl in Skandinavien als auch in Deutschland und Tschechien mindestens die Grenzwerte der ADR/RID (*Agreement concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road /Règlement concernant le transport international ferroviaire de marchandises Dangereuses*) einzuhalten. Dies kann in den Handhabungsphasen auch z. B. durch einen Overpack geleistet werden. Die jeweiligen Anforderungen sollten demnach übertragbar sein.

- Cu-beschichtetes Eisen (UFC-II Prinzip)  
Hinsichtlich der Oberflächentemperatur liegen beim UFC-II Konzept die berechneten Temperaturen deutlich unter den Grenzwerten der ADR/RID.  
Das im kanadischen UFC-II endzulagernde Inventar (CANDU-Brennstabbundle) unterscheidet sich deutlich von den in Deutschland endzulagernden Inventar. Das Konzept kann nicht ohne weiteres übertragen werden und müsste ggf. neu evaluiert werden.

### 3.4.4 Abschirmung, radiologische Anforderungen

In Deutschland gibt bisher keine Grenzwerte für die Strahlungsdosis, bzw. die Ortsdosisleistung an der Behälteroberfläche von Endlagerbehältern für hochradioaktive Abfälle außerhalb des betrieblichen Strahlenschutzes, die beim Umgang zum Tragen kommen könnten und des Transportrechts, welches im Falle eines Transports auf öffentlichen Wegen gegebenenfalls zum Tragen kommen könnte. Nach § 6 Abs. 2 Nr. 1 EndlSiAnfV ist jedoch der Nachweis zu führen, „*dass die Sicherheitsfunktionen der wesentlichen technischen und geotechnischen Barrieren nicht erheblich beeinträchtigt werden durch: 1. die im Einlagerungsbereich möglicherweise ablaufenden hydraulischen, chemischen und physikalischen Prozesse, insbesondere Korrosion und Erosion*“.  
Für Behälterkonzepte mit Bentonit-Barriere ist der Grenzwert für die Strahlungsdosis, bzw. Ortsdosisleistung zumeist im Bereich von 1 Gy/h, vergleiche Tabelle 8.

- Cu-ummantelter Eisenbehälter (KBS-3 Prinzip)  
In Jobman et al. (2016) wird „unterstellt, dass sich analog zum schwedisch/finnischen Konzept die Oberflächendosisleistung < 1 Gy/h einhalten lässt, so dass die Aussagen bzgl. der Begrenzung der Radiolyse und der Beeinträchtigung des Buffers übernommen werden können.“
- Karbonstahl (tschechisches Konzept)  
Da das tschechische Konzept mit Karbonstahl konzeptionell auf dem skandinavischen KBS-3 Prinzip basiert (s. Kapitel 2.3) wird angenommen, dass auch hier eine Begrenzung auf < 1 Gy/h wahrscheinlich ist.
- Cu-beschichtetes Eisen (UFC-II Prinzip)  
Beim kanadischen UFC-II Konzept wird der Behälter in einer sog. „buffer box“ aus hochkompaktiertem Bentonit, die mit einer 1 mm starken Stahlhülle umgeben ist, eingelagert (s. Kapitel 2.2). Somit wird der Behälter, bzw. die von ihm ausgehende Strahlung vor dem Verfüllmaterial der Einlagerungskammer (Bentonit) nochmals abgeschirmt. Da das im kanadischen UFC-II endzulagernde Inventar (CANDU-Brennstabbundle) sich deutlich von den in Deutschland endzulagernden Inventaren unterscheidet, kann der für diesen Behältertyp angegebene Grenzwert von < 15 Gy/h (Tabelle 8) nicht ohne weiteres übertragen werden und müsste ggf. neu evaluiert werden. Maßgeblich wäre hier der Wert an der Stahlhülle, welche den hochkompaktierten Bentonit umgibt und gegenüber dem Verfüllmaterial der Einlagerungskammer abgrenzt.

### 3.4.5 Temperaturbegrenzung (Barrierenschutz)

Alle betrachteten Konzepte sehen eine Temperatur an der Oberfläche der Endlagerbehälter kleiner 100 °C vor (siehe Tabelle 2). Damit wäre selbst die aus Vorsorgegründen aufgrund „ausstehender Forschungsarbeiten“ vorbehaltlich eingeführte Grenztemperatur von 100 °C (§ 27 Absatz 4 StandAG) eingehalten. Aufgrund der Anforderung der Temperaturbegrenzung zum Barrierenschutz (s. Tabelle 8), insbesondere für die in allen dargestellten Konzepten enthaltene Bentonitbarriere, erscheint die Übertragbarkeit bei den betrachteten Konzepten als gegeben.

## 3.5 Zusammenfassung Übertragbarkeit

Als Ergebnis der Betrachtungen zur Übertragbarkeit der betrachteten Behälterkonzepte scheinen die auf dem KBS-3 Konzept beruhenden Behälterkonzepte geeignet, um auf ein Endlagerkonzept in kristallinem Wirtsgestein (ohne ewG) übertragen

werden zu können. Hierbei scheinen die originären kupferummantelten Behälterkonzepte aufgrund der Anforderung „Sicherer Einschluss“, und des für Deutschland bestehenden Anforderungszeitraums von 1 Mio Jahre, aufgrund der guten Korrosionseigenschaften von Kupfer, eher geeignet als die dickwandigen Stahlbehälter des tschechischen Konzeptes. In Bezug auf die weiteren Anforderungen zu *Integrität und Robustheit, Kritikalitätsausschluss, Handhabbarkeit, Abschirmung und Temperaturbeschränkung* sind die Anforderungen vergleichbar. Für eine Übertragung auf die in Deutschland geltenden Anforderungen müsste jedoch geprüft werden, ob die Eigenschaften der Cu-Ummantelung unter den gegebenen Bedingungen eines spezifischen Endlagerstandortes den sicheren Einschluss über den gesamten Bewertungszeitraum gewährleisten können. Da im kanadischen UFC-II sich das endzulagernde Inventar (CANDU-Brennstabbundle) deutlich von den in Deutschland endzulagernden Brennstäben unterscheidet, kann dieses Konzept nicht ohne weiteres übertragen werden und müsste neu evaluiert werden.

## 4 Bewertungsmaßstäbe

Bewertungsmaßstäbe, anhand derer die Eignung von Behälterkonzepten für dieendlagerung hochaktiver radioaktiver Abfälle in kristallinem Wirtsgestein bewertet werden können, müssen sich an den grundlegenden Anforderungen an solche Behälterkonzepte orientieren (s. Kap. 3.1) und basieren auf dem Endlagerkonzept. Die Anforderungen an Behälter für kristallines Wirtsgestein sind in Kapitel 3.2 dargestellt.

Als Maßstab für die Bewertung der Eignung der entsprechenden Behälterkonzepte für die Endlagerung in kristallinem Wirtsgestein muss demnach herangezogen werden, ob gezeigt werden kann, dass (qualitativ) – und wie (quantitativ) – die gestellten Anforderungen eingehalten werden können. Ein solcher Nachweis wird im Regelfall über entsprechende Sicherheitsanalysen für den Betrieb und den Nachbetrieb des Endlagers geleistet. Für deren Durchführung ist jedoch zumindest ein vorläufiges oder generisches Endlager- und Betriebskonzept notwendig. Für Aussagen zur Integrität und Robustheit des Behälters sind zudem Annahmen über das geochemische Milieu im Einlagerungsbereich notwendig.

## 5 Zusammenfassende Schlussfolgerungen

Basierend auf den dargestellten Literaturauswertungen scheint eine Übertragbarkeit von bereits entwickelten Behälterkonzepten für eine Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in kristallinem Wirtsgestein unter Berücksichtigung der Anforderungen in Deutschland am ehesten für das skandinavische KBS-3 Konzept möglich. Vor dem Hintergrund der in Deutschland besonderen Anforderung eines Bewertungszeitraumes von 1 Million Jahren für den sicheren Einschluss erscheinen insbesondere jedoch noch Untersuchungen zur Korrosionsbeständigkeit der im KBS-3 Konzept als Korrosionsschutz verwendeten Kupferummantelung unter standortspezifischen Bedingungen in Deutschland erforderlich. In den Arbeiten zum KBS-3 Konzept zeigen entsprechende Berechnungen, dass unter den dort gegebenen Standortbedingungen eine Korrosionsbeständigkeit der Kupferummantelung auch nach 1 Millionen Jahre noch gegeben ist (s. Kap. 2.1), jedoch wird der für dieses Konzept notwendige regulatorische Nachweis über die Behälterstandzeit „nur“ für einen Zeitraum von 100.000 Jahren geführt.

Die Übertragbarkeit des kanadischen UFC-II Konzeptes (Beschichtung mit einer dünnen Cu-Schicht als Korrosionsschutz) bezüglich des sicheren Einschlusses scheint für ein kristallines Wirtsgestein mit ewG möglich. Jedoch ist der UFC-II Behälter für die ohne ewG geltende Anforderung eines Bewertungszeitraumes von 1 Millionen Jahre in Deutschland nicht ausgelegt. Es gibt allerdings Berechnungen, die in den zu erwartenden Endlagerkonzepten, in denen dieser Behältertyp verwendet werden soll, auf eine Eignung hinweisen. Diese Einschätzung bezieht sich auf konkrete Endlagersysteme, setzt unter anderem die Kenntnis von Wirtsgesteinsparametern wie Klufthäufigkeit, Hydrogeochemie voraus und müsste daher nochmal evaluiert werden, wenn ein solches konkretes Endlagersystem für Deutschland in Aussicht steht. Dies setzt daher auch bereits einen bekannten Endlagerstandort voraus. Zudem ist anzumerken, dass sich das endzulagernde Inventar (CANDU-Brennstabbundle) deutlich von dem in Deutschland endzulagernden Inventar (vorw. abgebrannte Brennstäbe, aber auch verglaste Abfälle und spezielle Inventare) unterscheidet. Daher kann dieses Konzept nicht ohne weiteres übertragen werden und müsste neu evaluiert werden.

Anforderungen an Endlagerbehälter für kristallines Wirtsgestein ergeben sich derzeit hauptsächlich aus den Sicherheitsanforderungen für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle (EndlSiAnfV). Diese beziehen sich auf den sicheren Einschluss des radioaktiven Inventars, die Integrität und Robustheit der Behälter, den Ausschluss von Kritikalität, die Handhabbarkeit, die Rückholbarkeit, der Ermöglichung einer Bergung, und die Temperaturbegrenzung an der Behälteroberfläche sowie indirekt auf die hinreichende Abschirmung ionisierender Strahlung.

Bewertungsmaßstäbe, anhand derer die Eignung von Behälterkonzepten für dieendlagerung hochaktiver radioaktiver Abfälle in kristallinem Wirtsgestein bewertet werden können, müssen sich an diesen Anforderungen orientieren. Hierbei ist das Endlagerkonzept von zentraler Bedeutung. Als Maßstab für die Bewertung muss gezeigt werden, dass die gestellten Anforderungen qualitativ und/oder quantitativ eingehalten werden können.

# Abkürzungsverzeichnis

ADR	Agreement concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road - <i>Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße</i>
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
BMWi	Bundesministerium für Wirtschaft und Energie
CANDU	Canada Deuterium Uranium
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission
DWR	Druckwasserreaktor
KBS-3	KärnBränsleSäkerheit – Nuclear Fuel Safety
KHNP	Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd.
KINS	Korea Institute of Nuclear Safety
KoBrA	Anforderungen und <u>Konzepte</u> für <u>Behälter</u> zur Endlagerung von Wärme entwickelnden <u>radioaktiven</u> <u>Abfällen</u> und ausgedienten Brennelementen in Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein
KRS	Koreanisches Referenz-Entsorgungssystem
LaKris	Langzeitintegrität von Behältern im Kristallingestein
MOX	Mischoxid
NCS	National Competency Standards
NWMO	Nuclear Waste Management Organization (Canada)
POSIVA OY	<i>finnische nuclear waste management organization</i>
RID	Règlement concernant le transport international ferroviaire de marchandises Dangereuses - <i>Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter</i>

SKB	Svensk Kärnbränslehantering Aktiebolag, <i>schwedische nuclear waste management organization</i>
SSM	Strålsäkerhetsmyndigheten, <i>Swedish Radiation Safety Authority</i>
STUK	Säteilyturvakkeskus, <i>Finnisch Radiation Safety Authority</i>
SÚARO	Tschechische Behörde
SÚJB	State Office for Nuclear Safety (CZ)
SWR	Siedewasserreaktor
UFC	Used Fuel Container
W+T	Wissenschaft und Technik
WWER	<i>Wodo-wodjanoi energetitscheski reaktor</i> , Druckwasserreaktor russischer Bauart

# Abbildungsverzeichnis

Abbildung 1: KBS-3 Konzept, verändert nach (SKB 2011).....	5
Abbildung 2: Schnitt und Maße KBS-3 Behälter für SWR und DWR Brennelemente (SKB 2011).....	6
Abbildung 3: KBS-3 Demonstrationsbehälter mit Gußstahl-Innenbehälter, Außenbehälter aus Kupfer, Innen- und Außendeckel und Brennelemente Modell (SKB (2011)).....	6
Abbildung 4: KBS-3 Behälter, gefertigte Test- und Probekörper (Andersson 1998).....	6
Abbildung 5: Komponenten der den KBS-3 Endlagerbehälter umgebenden Bentonit- Barriere (Buffer), verändert nach (SKB 2011).....	7
Abbildung 6: Schemazeichnung des kanadischen UFC-II Behälterkonzeptes, verändert nach (Chen et al. 2018).....	9
Abbildung 7: UFC-II Behälter in „buffer box“ aus hochkompaktiertem Bentonit. Die „buffer- box“ wird umgeben mit einer 1 mm starken Stahlhülle, nach (NWMO 2017) .....	10
Abbildung 8: Einlagerung der „buffer box“ mit UFC-II Behälter, zweilagig gestapelt in der Kammermitte, verändert nach (Chen et al. 2018).....	11
Abbildung 9: Visualisierung des auf KBS-3 basierendem tschechischen Endlagerkonzept (Hausmannová et al. 2023) .....	12
Abbildung 10: Modell Endlagerbehälter ŠKODA 440/7 (Forman et al. 2021) .....	13
Abbildung 11: Modell Endlagerbehälter ŠKODA 1000/3 (Forman et al. 2021) .....	13
Abbildung 12: Koreanischer KDC-1 Referenzbehälter, verändert nach (Cho et al. 2007).....	15
Abbildung 13: Vertikales Einlagerungskonzept des koreanischen KDC-1 Referenzbehälters, verändert nach (Cho et al. 2007) .....	15
Abbildung 14: A-KDC-CANDU Behälterkonzept (Choi et al. 2013).....	16
Abbildung 15: Lagergefäß aus austenitischem Edelstahl für keramische HLW-Abfälle aus der Pyroprozessierung (Choi et al. 2011).....	17

# Tabellenverzeichnis

Tabelle 1:	Relevante internationale Endlagerprojekt in kristallinem Wirtsgestein (verändert und teilweise aktualisiert) nach (Bollingerfehr <i>et al.</i> 2020).....	3
Tabelle 2:	Übersicht über Behälterkonzepte und Umweltbedingungen für ausgewählte Endlagerkonzepte im Kristallin (aus (Abdelouas <i>et al.</i> 2022) und *: (Hausmannová <i>et al.</i> 2023)). .....	4
Tabelle 3:	Rahmenparameter der KBS-3 Endlagerbehälter. Tabelle nach (Herold <i>et al.</i> 2020) mit Daten von (SKB 2010), (Raiko 2013), (Heikki <i>et al.</i> 2010). B: von (Herold <i>et al.</i> 2020) aus weiteren Angaben berechnet. ....	8
Tabelle 4:	Rahmenparameter des kanadischen Endlagerbehälters UFC-II. Tabelle nach (Herold <i>et al.</i> 2020) mit Daten von (Gobien <i>et al.</i> 2016).....	11
Tabelle 5:	Behälterkonzepte für tschechische Endlagerbehälter für die jeweiligen einzulagernden Leistungsreaktorkrennlementtypen nach (Hausmannová <i>et al.</i> 2023). .....	13
Tabelle 6:	Behälterkonzepte der Republik Korea, verändert nach (Herold <i>et al.</i> 2020) mit Daten von (Cho <i>et al.</i> 2007), (Choi <i>et al.</i> 2011) und (Choi <i>et al.</i> 2013). .....	17
Tabelle 7:	Grundlegende Anforderungen an Endlagerbehälter im Wirtsgestein Kristallin (angepasst und verändert, basierend auf (Bollingerfehr <i>et al.</i> 2020). .....	22
Tabelle 8:	Grundlegende Anforderungen der betrachteten Behälterkonzepte, verändert nach: (Bollingerfehr <i>et al.</i> 2020).....	23

# Literaturverzeichnis

## **Abdelouas et al. (2022)**

Abdelouas, A., Alonso, U., Bernier-Latmani, R., Bosch, C., Cherkouk, A., Dobrev, D., Fernández, A. M., Finck, N., Gaggiano, R., Havlova, V., Hesketh, J., Idiart, A., Mijnendonckx, K., Montoya, V., Muñoz, A. G., Padovani, C., Pont, A., Rajala, P., Riba, O., Sarrasin, L., Sayenko, S., Smart, N., Texier-Mandoki, N. & Wersin, P.: Initial State-of-the-art of WP ConCorD. HORIZON 2020 project EURAD, deliverable D15.1, 17. August 2022.

## **Andersson (1998)**

Andersson, C.-G.: Test manufacturing of copper canisters with cast inserts. Assessment report, Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB). Technical Report, TR-98-09: Stockholm, August 1998.

## **Bertrams et al. (2017)**

Bertrams, N., Herold, P., Herold, M., Krone, J., Lommerzheim, A., Prignitz, S. & Kuate, E. S.: Entwicklung eines technischen Konzeptes für ein generisches Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle und ausgediente Brennelemente im Kristallingestein in Deutschland (KONEKD), DBE TECHNOLOGY GmbH (DBETEC), TEC-20-2017-AB, 240 S.: Peine, September 2017.

## **Bollingerfehr et al. (2020)**

Bollingerfehr, W., Prignitz, S., Wunderlich, A., Herold, C., Orellana Pérez, T., Völzke, H. & Wolff, D.: Anforderungen und Konzepte für Behälter zur Endlagerung von Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen und ausgedienten Brennelementen in Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein. Abschlussbericht zum FuE-Verbundvorhaben KoBrA, FKZ: 02E11527 und 02E11537, BGE TECHNOLOGY GmbH (BGE TEC), Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM), BGE TEC 2020-19; BAM 3.4/3205-1, 110 S.: Peine und Berlin, 11. September 2020.

## **Chen et al. (2018)**

Chen, J., Behazin, M., Binns, J., Birch, K., Boyle, C., Freire-Canosa, G., Cheema, R., Crowe, R., Doyle, D., Garisto, F., Giallonardo, J., Gobien, M., Guo, R., Hobbs, M., Hunt, N., Ion, M., Jensen, M., Keech, P., Kremer, E., Lam, T., Lawrence, C., Leung, H., Liyanage, T., McKelvie, J., Medri, C., Mielcarek, L., Kennel-Morrison, L., Murchison, A., Parmenter, A., Stahmer, U., Sui, Y., Sykes, E., Yang, T., Zhang & X.: Technical Program for Long-Term Management of Canada's Used Fuel - Annual Report 2017. Nuclear Waste Management Organization (NWMO) (Hrsg.), NMWO, NMWO-TR-2018-01, 124 S.: Toronto, 2018.

## **Cho et al. (2007)**

Cho, D. K., Lee, Y., Lee, J. Y. & Choi, J.: Characteristics of a Geological Disposal System for the Increasing Burn-up of Spent Nuclear Fuel in Korea. Journal of Nuclear Science and Technology 44(10), 1306–1316, 2007.

## **Choi et al. (2011)**

Choi, H.-J., Lee, M. & LEE, J. Y.: Preliminary conceptual design of a geological disposal system for high-level wastes from the pyroprocessing of PWR spent fuels. Nuclear Engineering and Design 241(8), 3348–3356, DOI 10.1016/j.nucengdes.2011.06.013, 2011.

## **Choi et al. (2013)**

Choi, H.-J., LEE, J. Y. & CHOI, J.: DEVELOPMENT OF GEOLOGICAL DISPOSAL SYSTEMS FOR SPENT FUELS AND HIGH-LEVEL RADIOACTIVE WASTES IN KOREA. Nuclear Engineering and Technology 45(1), 29–40, DOI 10.5516/NET.06.2012.006, 2013.

**Eckel et al. (2019)**

Eckel, J., Weyand, T. & Navarro, M.: Integritätskriterien für ein Endlagersystem im Kristallingestein, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH (GRS), GRS-523, 87 S., ISBN 978-3-947685-08-0: Köln, August 2019.

**EndlSiAnfV (2020)**

Verordnung über Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle - Endlagersicherheitsanforderungsverordnung (EndlSiAnfV) in der Fassung vom 6. Oktober 2020 (BGBl. I 45, S. 2094–2103).

**ESK (2016)**

Entsorgungskommission (ESK): Anforderungen an Endlagergebinde zur Endlagerung Wärme entwickelnder radioaktiver Abfälle. Empfehlung der Entsorgungskommission, 35 S.: Bonn, 17. März 2016.

**Faß et al. (2017)**

Faß, T., Bracke, G., Hartwig-Thurat, E., Krischer, A., Lambers, L., Larue, P.-J., Uhlmann, S. & Weyand, T.: Anforderungen an aktuelle Endlagerkonzepte für unterschiedliche Wirtsgesteinsformationen. Abschlussbericht, FKZ: 3616E03200, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH (GRS). GRS-Bericht, GRS-471, 74 S., ISBN 978-3-946607-54-0: Köln, August 2017.

**Fischer-Appelt et al. (2017)**

Fischer-Appelt, K., Frieling, G., Kock, I., Navarro, M., Beuth, T., Bracke, G., Faß, T., Larue, P.-J., Mayer, K.-M., Seher, H. & Hartwig-Thurat, E.: Weiterentwicklung einer Methode zum Vergleich von Endlagerstandorten in unterschiedlichen Wirtsgesteinsformationen, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH (GRS). GRS-Bericht, GRS-478, ISBN 978-3-946607-61-8: Köln, Oktober 2017.

**Forman et al. (2021)**

Forman, L., Picek, M., Dobrev, D., Gondolli, J., Mendoza, M. A. N., Straka, M., Kouřil, M., Stoulik, J., Matal, O., Čermák, J., Král, L., Žaloudek, J., Vávra, M. & Čupr, M.: Závěrečná technická zpráva Výzkumná část projektu: Výzkum a vývoj ukládacího obalového souboru pro hlubinné ukládání vyhořelého jaderného paliva do stadia realizace vzorku, Radioactive Waste Repository Authority (SÚARO). ZZ 544/2021: PRAHA, 2021.

**Gobien et al. (2016)**

Gobien, M., Garisto, F., Kremer, E. & Medri, C.: Sixth Case Study: Reference Data and Codes. NWMO-TMP-AD-0007-R002 – Technical Report. NMWO (Hrsg.), NWMO-TR-2016-10, 208 S.: Toronto, 2016.

**Hausmannová et al. (2023)**

Hausmannová, L., Dohnálková, M., Matušková, E., Lahodová, Z. & Augusta, J.: Technical Design of the Deep Geological Repository 2023, Radioactive Waste Repository Authority (SÚARO). Technical Report, 711/2023/ENG, 55 S.: Prague, 2023.

**Heikki et al. (2010)**

Heikki, R., Sandström, R. & Johansson, M.: Design analysis report for the canister. Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB) (Hrsg.), SKB. SKB Technical Report, TR-10-28: Stockholm, 2010.

**Herold et al. (2020)**

Herold, C., Orellana Pérez, T., Völzke, H. & Wolff, D.: Nationaler und Internationaler Stand zu existierenden Anforderungen und Konzepten für Endlagerbehälter und Zusammenstellung sicherheitsrelevanter Behältereigenschaften. FuE-Verbundvorhaben KoBrA: Bericht zum Arbeitspaket 1. Anforderungen und Konzepte für Behälter zur Endlagerung von Wärme entwickelnden radioaktiven Abfällen und ausgedienten Brennelementen in Steinsalz, Tonstein und Kristallingestein, BAM. FuE-Verbundvorhaben KoBrA, BAM3.4/3205-2: Berlin, 30. September 2020.

**IAEA (2006)**

International Atomic Energy Agency (IAEA): Fundamental safety principles. IAEA Safety Standards Series, Safety Fundamentals No. SF-1, 21 S., ISBN 92-0-110706-4: Vienna, 2006.

**IAEA (2011)**

International Atomic Energy Agency (IAEA): Disposal of Radioactive Waste. IAEA Specific Safety Requirements, SSR-5, 62 S., ISBN 978-92-0-103010-8: Vienna, 2011.

**Jobmann et al. (2016)**

Jobmann, M., Becker, D.-A., Hammer, J., Jahn, S., Lommerzheim, A., Müller-Hoeppe, N., Noseck, U., Krone, J., Weber, J. R., Weitkamp, A. & Wolf, J.: Projekt CHRISTA. Machbarkeitsuntersuchung zur Entwicklung einer Sicherheits- und Nachweismethodik für ein Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle im Kristallingestein in Deutschland. Abschlussbericht, FKZ: O2E11375A/B, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH (GRS), Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), DBE TECHNOLOGY GmbH (DBETEC), TEC-20-2016-AB, 122 S.: Peine, 24. Oktober 2016.

**King & Kolář (2019)**

King, F. & Kolář, M.: Copper Sulfide Model (CSM) – Model improvements, sensitivity analyses, and results from the Integrated Sulfide Project inter-model comparison exercise, SKB. Technical Report, TR-18-08, 205 S., 2019.

**Kremer (2017)**

Kremer, E. P.: Durability of the Canadian used fuel container. Corrosion Engineering, Science and Technology 52(sup1), 173–177, DOI 10.1080/1478422X.2017.1330024, 2017.

**Kwon et al. (2013)**

Kwon, S., Cho, W. J. & Lee, J. O.: An Analysis of the Thermal and Mechanical Behavior of Engineered Barriers in a High-Level Radioactive Waste Repository. Nuclear Engineering and Technology 45(1), 41–52, DOI 10.5516/NET.06.2012.015, 2013.

**Lee et al. (2007)**

Lee, J., Cho, D., Choi, H. & Choi, J.: Concept of a Korean Reference Disposal System for Spent Fuels. Journal of Nuclear Science and Technology 44(12), 1565–1573, DOI 10.1080/18811248.2007.9711407, 2007.

**NWMO (2017)**

Nuclear Waste Management Organization (Hrsg.): Postclosure Safety Assessment of a Used Fuel Repository in Crystalline Rock. Sixth Case Study Report, NWMO. Technical Report NWMO, NWMO TR-2017-02: Toronto, 2017.

**NWMO (2025)**

Nuclear Waste Management Organization (NWMO): Implementation plan 2025-29, 44 S.: Toronto, Canada, March 2025.

**Raiko (2013)**

Raiko, H.: Canister Design 2012, Posiva Oy, POSIVA 2012-13, 156 S., ISBN ISBN 978-951-652-194-0: Eurajoki, April 2013.

**SKB (2010)**

Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB): Design, production and initial state of the canister. SKB Technical Report, TR-10-14, 111 S., 2010.

**SKB (2011)**

Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB): Volume I. In: Svensk Kärnbränslehantering AB (SKB): Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, Main report of the SR-Site project. SKB Technical Report, TR-11-01, 1-276: Stockholm, Sweden, März 2011.

**NWTRB (2016)**

U.S. Nuclear Waste Technical Review Board (NWTRB): Survey of National Programs for Managing High-Level Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel: Update. A Report to Congress and the Secretary of Energy, 80 S., 2016.

**ITC (2020)**

United Nations (UN): Economic Commission for Europe (ECE), Inland Transport Committee (ITC): Agreement Concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road (ADR): Geneva, Switzerland, 2020.

**Weiss et al. (2013)**

Weiss, W., Larsson, C.-M., McKenney, C., Minon, J.-P., Mobbs, S., Schneider, T., Umeki, H., Hilden, W., Pescatore, C. & Vesterlind, M.: ICRP PUBLICATION 122: radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste. Annals of the ICRP 42(3), 1-57, DOI 10.1016/j.icrp.2013.01.001, 2013.

**WGWD (2014)**

Working Group on Waste and Decommissioning (Hrsg.): Radioactive Waste Disposal Facilities Safety Reference Levels, Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), 22. Dezember 2014.

**Zha et al. (2013)**

Zha, C.-L., Czaikowski, O., Rothfuchs, T. & Wieczorek, K.: Thermo-hydro-mechanical processes in the nearfield around a HLW repository in argillaceous formations. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gGmbH (GRS) (Hrsg.). GRS-Bericht, 1, GRS-312, 331 S., ISBN 978-3-939355-91-5, GRS: Köln, 2013.